



ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Н. А. Азаренков, Л. А. Булавин

И. И. Залюбовский

В. Г. Кириченко

И. М. Неклюдов

Б. А. Шиляев

Харьков – 2012

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ

ХАРЬКОВСКИЙ НАЦИОНАЛЬНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ

ИМЕНИ В. Н. КАРАЗИНА

Н. А. Азаренков

Л. А. Булавин

И. И. Залюбовский

В. Г. Кириченко

И. М. Неклюдов

Б. А. Шиляев

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

ГЛАВА 6. ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ РЕАКТОРОВ И ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

*Учебное пособие для студентов старших курсов,
аспирантов и научных работников*

Харьков - 2012

УДК 621.039

ББК 31.4

Я –34

*Утверждено к печати решением ученого совета
Харьковского национального университета имени В. Н. Каразина
(протокол № 4 от 29.04.2011 г.)*

Рецензенты:

академик НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор В. Е. Сторижко,
Институт прикладной физики НАНУ;
член-корреспондент НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор,
В. И. Слисенко, Институт ядерных исследований НАНУ;
академик НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор Н. Ф. Шульга,
Национальный научный центр «ХФТИ»

Я –34 Ядерная энергетика:

учебное пособие, Азаренков Н. А., Булавин Л. А., Залюбовский И.И.,

Кириченко В. Г., Неклюдов И. М., Шиляев Б. А. – Х. : ХНУ имени В. Н. Каразина, 2012. –
535 с.

В пособии изложены основы функционирования ядерной энергетики и перспективы ее развития в XXI веке. Приведены основные исторические вехи создания и развития ядерной физики и энергетики, рассмотрены основы реакций деления и принципы создания реакторов различных типов. Рассмотрены типовые конструкции атомных электростанций и ядерных энергетических установок. Проанализированы способы создания замкнутого ядерного топливного цикла и перспективных типов ядерных реакторов.

Для студентов старших курсов, аспирантов и научных работников физико-технических и физико-энергетических специальностей.

Табл. 82. Ил. 274. Библиогр.: 48 назв.

УДК 5621.039

ББК 31.4

©Харьковский национальный университет имени В. Н. Каразина, 2012

ISBN 978-613-0-11482-4

© Азаренков Н. А., Булавин Л. А., Залюбовский И. И.,
Кириченко В. Г., Неклюдов И. М., Шиляев Б. А., 2012
© Дончик И. Н. дизайн обложки, 2012

СОДЕРЖАНИЕ

ГЛАВА 6.	ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ РЕАКТОРОВ И ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА	360
§ 6.1.	<i>Реакторы новых типов</i>	360
§ 6.2.	<i>Ядерные реакторы 4-го поколения</i>	390
§ 6.3.	<i>Легководные реакторы со сверхкритическими параметрами воды</i>	392
§ 6.4.	<i>Реакторы на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением</i>	402
§ 6.5.	<i>Реакторы на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем</i>	409
§ 6.6.	<i>Реактор на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем (GFR)</i>	416
§ 6.7.	<i>Высокотемпературные газоохлаждаемые ядерные реакторы VHTR</i>	423
§ 6.8.	<i>Модульный газоохлаждаемый ядерный реактор PBMR</i>	426
§ 6.9.	<i>Пассивный тяжеловодный ядерный реактор AHWR</i>	431
§ 6.10.	<i>Жидкосолевые ядерные реакторы</i>	436
§ 6.11.	<i>Ядерные реакторы для малой энергетики</i>	443
§ 6.12.	<i>Новое ядерное топливо</i>	450

ГЛАВА 6. ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ РЕАКТОРОВ И ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

§ 6.1. Реакторы новых типов

С началом XXI века возобновился и растет интерес к ядерной энергетике, к увеличению ее доли в общем балансе вырабатываемой энергии. Структуру основной части ядерной энергетике составляют ядерные реакторы деления с водой под давлением.

Важными проблемами в ядерной энергетике являются:

- относительно низкий к.п.д., который составляет 31–34%;
- обращение с отработавшим ядерным топливом;
- опасность возможных аварий с выбросом радиотоксичных элементов в биосферу;
- необходимость повышения электрической мощности до 1400–1600 МВт;
- необходимость увеличения кампании топлива;
- необходимость повышения коэффициента использования установленной мощности (КИУМ).

В то же время усовершенствованные тепловые электростанции на ископаемом топливе достигли уровня к.п.д. 43–47%, а в разрабатываемом в рамках ЕС энергоблоке рассчитывают получить к.п.д. 52–55%, используя сверхкритические параметры воды и пара и промежуточный перегрев после турбины высокого давления.

Самым простым и самым эффективным средством улучшения экономических показателей АЭС является увеличение мощности ядерного реактора без принципиального изменения его систем. Каждое эволюционное усовершенствование легководных ядерных реакторов сопровождалось, повышением электрической мощности до 1400–1600 МВт, что снижало стоимость каждого киловатта установленной мощности на 15–20%.

Общий путь повышения эффективности АЭС – усовершенствование конструкций некоторых элементов активной зоны ядерных реакторов (топлива, конст-

рукции ТВС, материалов выгорающих поглотителей и т.д.) и сокращение времени простоя на перегрузку ядерного топлива (увеличения кампании топлива и сокращения коэффициента использования установленной мощности, КИУМ). Можно повысить эффективность работы АЭС, увеличив выгорание ядерного топлива. Еще в 1970-х годах максимальное выгорание ядерного топлива составляло 20–30 МВт·сут/кг, в настоящее время на некоторых блоках АЭС достигнуто выгорание 50–55 МВт·сут/кг.

Такой результат достигается за счет увеличения обогащения ядерного топлива ураном-235 до ~5%, использования ядерного топлива с интегрированным поглотителем нейтронов. Это увеличивает стоимость ядерного топлива, но сокращает простои (возрастает кампания топлива). Кроме того, в ТВЭЛах ядерного реактора к концу кампании топлива имеются остатки невыгоревшего урана-235 и плутоний, генерированный из урана-238, которые могут быть использованы для изготовления нового оксидного смешанного МОХ-топлива, успешно применяемого на АЭС Европы.

Совершенствование реакторной техники в 1990-х годах было направлено на увеличение безопасности эксплуатации ядерных энергетических реакторов. Тяжелая авария в Чернобыле заставила пересмотреть технологии обеспечения безопасности проектируемых и эксплуатируемых на АЭС ядерных энергетических реакторов и перейти к использованию пассивных систем безопасности. Пассивные системы безопасности функционируют в основном за счет естественных сил и явлений (гравитации, естественной конвекции, давления, температуры и т.д.) и позволяют избавиться от оборудования, в работе которого возможны отказы. Отпадает необходимость применять насосы, вентиляторы, дизель-генераторы и другие механизмы с вращающимися частями. Лишь несколько простых клапанов регулируют пассивные системы безопасности, когда они автоматически активируются. В большинстве случаев это клапаны, которые требуют подвода энергии, чтобы сохранять свое нормальное состояние «закрыто». Потеря энергоснабжения вынуждает клапаны открыться, что приводит в действие соответствующую систему безопасности. Эти пассивные системы значительно про-

ще обычных систем безопасности реакторов с водой под давлением типа ВВЭР и PWR. Кроме того, пассивные системы не требуют большого «хозяйства» вспомогательных систем. Ненужными для работы систем безопасности становятся сети переменного тока, системы охлаждения воды и сейсмостойкие здания для их размещения. Особенно существенно исключение важных для безопасности дизель-генераторов и обеспечивающих их сетей и устройств, резервуаров хранения топлива, перекачивающих насосов и пневмосистем (вклейка 1, рис. 128).

Пассивные системы безопасности осуществляют безопасный отвод остаточного тепла и охлаждение защитной оболочки. Все системы спроектированы так, чтобы соответствовать критериям безопасности, выработанным контролирующими органами и комиссиями по ядерному регулированию по единичным отказам и другим критериям, учитывающим уроки известных аварий на АЭС «Three Mile Island» (США, штат Пенсильвания) и в Чернобыле (Украина). На рис. 6.1 показана конфигурация систем пассивной безопасности.

Пассивные системы понижают зависимость безопасности ядерно-энергетической установки от действий оператора во время перехода с одного режима работы на другой или при авариях. Исчезает необходимость в техническом обслуживании активных систем безопасности ввиду их отсутствия. Реализация этих принципов еще на этапе проектирования усовершенствованных ядерных реакторов позволяет полностью устранить возможность возникновения некоторых событий и снизить вероятность типичных инцидентов. Этот принцип называют принципом «внутренне присущей безопасности», если этот подход был заложен в основу проекта.

Реакторные технологии достигли высокого уровня зрелости. В связи с возросшими требованиями к безопасности и эффективной эксплуатации ядерных реакторов в США, Канаде, Японии, Европе, России и Южной Африке разрабатываются более совершенные проекты, которые могут быть реализованы к 2012 г. Свыше десяти новых реакторных проектов находятся в значительной степени готовности, часть проектов преодолевает этап проработки вариантов конструк-

ций, часть – уже реализованы, и запланировано их строительство на некоторых АЭС (таблица 6.1).

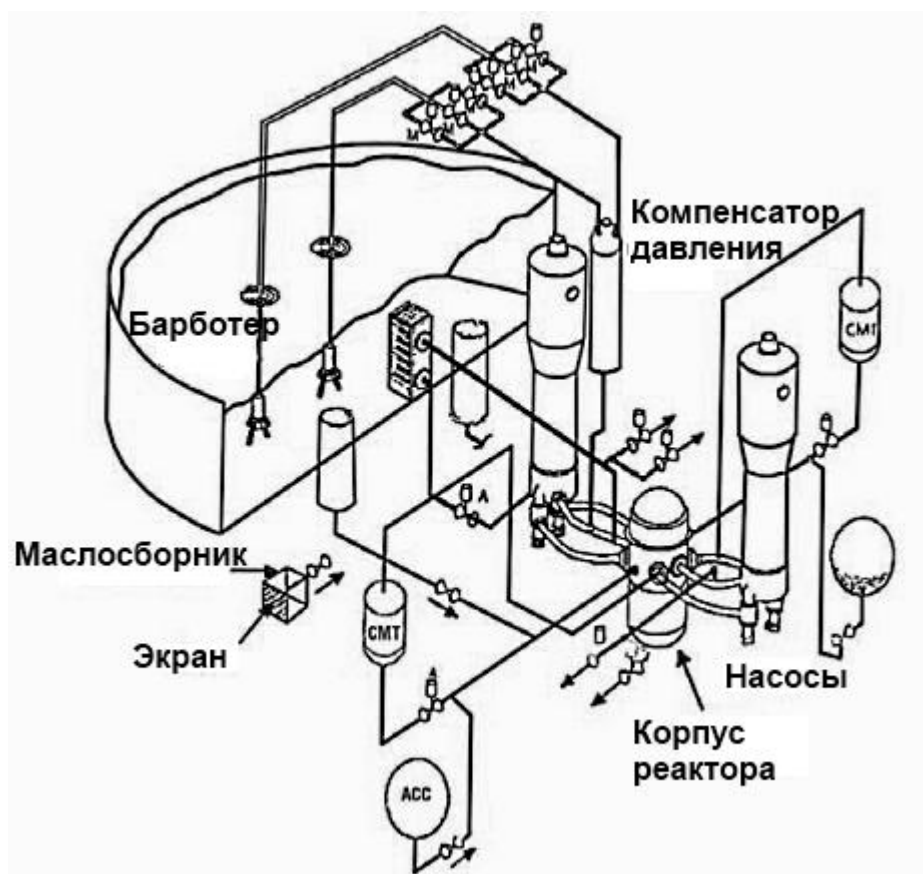


Рис. 6.1. Пассивное охлаждение активной зоны

Усовершенствованные реакторы третьего поколения, использующие свойства пассивной или «внутренне присущей безопасности», не требующей вмешательства со стороны обслуживающего персонала в случае возникновения неисправностей, будут иметь:

- стандартизованный проект каждого типа реактора, что облегчает и ускоряет лицензирование;
- более высокий коэффициент заводской готовности, позволяющий сократить время строительства и уменьшить капитальные затраты;
- уменьшенную вероятность аварий с плавлением активной зоны;
- низкую потребность в ядерном топливе за счет интегрирования в него поглотителей нейтронов;
- более высокий уровень выгорания;

- продолжительный срок эксплуатации, составляющий 60 лет;
- минимальное воздействие на окружающую среду;
- пониженное количество отработавшего топлива ОЯТ и радиоактивных отходов.

Создание ядерных реакторов этого поколения, обладающих свойством самозащищенности, обеспечивает устойчивость их эксплуатации по отношению к отказам оборудования и ошибкам персонала и ограничивает радиационные последствия самых тяжелых аварий, вероятность которых понижена в $\sim 100\text{--}1000$ раз.

Значительное упрощение конструкций ядерно-энергетических блоков за счет использования пассивных систем безопасности, экономичные топливные циклы, блочность и высокое качество заводского изготовления, отработанность и высокие ресурсные характеристики оборудования дают возможность продлить срок службы энергетических блоков до 60 лет, улучшить экономические показатели АЭС с такими блоками, обеспечить высокую безопасность АЭС.

Задача создания реакторов повышенной безопасности была успешно решена ядерной промышленностью США, которая разработала три типа усовершенствованных ядерных реакторов: ABWR (усовершенствованный кипящий реактор), «System 80⁺» (усовершенствованный ядерный реактор с водой под давлением, PWR) и AP-600 (усовершенствованный PWR со свойствами пассивной безопасности). Два усовершенствованных кипящих реактора ABWR электрической мощностью по 1300 МВт с 1996 г. находятся в коммерческой эксплуатации в Японии на АЭС «Kashiwazaki Kariwa». Удельные капиталовложения при строительстве АЭС составили 2000 дол/кВт, стоимость производства электроэнергии 7 центов/кВт·ч. Еще несколько таких блоков строятся в Японии и на Тайване. Ожидается, что строительство этих блоков обойдется в 1700 дол/кВт.

Таблица 6.1. Усовершенствованные и эволюционные ядерные энергетические реакторы

Страна и разработчик	Реактор	Мощность, МВт (эл.)	Процесс проектирования	Основные свойства
США-Япония (GE-«Hitachi»)	ABWR	1300	Коммерческая эксплуатация в Японии с 1996 г. Проект сертифициро-	Эволюционный проект. Большой к.п.д.,

-«Toshiba»)			ван NRC в 1997 г. (FOAKE)	меньшее количество отходов. Упрощенное строительство (48 мес.) и эксплуатация
США, «Westinghouse», Ю. Корея	System 80+APR (PWR)	1300, 1400	Проект сертифицирован NRC в 1997 г.	Эволюционный проект. Большая надежность.
США «Westinghouse»	AP-600 AP-1000 (PWR)	600, 1000	Проект AP-600 сертифицирован NRC в 1999 г. (FOAKE)	Свойства пассивной безопасности. Упрощенное строительство (3 года) и эксплуатация, 60-летний срок службы
Япония «Westinghouse» «Mitsubishi»	APWR	1500	Базовый проект — в стадии разработки, сдвоенный блок планируют построить в Tsuruga	Гибридные свойства безопасности. Упрощенное строительство и эксплуатация
Франция-Германия «Framatome ANP»	EPR (PWR)	1550-1750	Утвержден как будущий стандарт для Франции, проект завершен в 1997 г.	Эволюционный проект. Улучшенные свойства безопасности. Высокая эффективность использования топлива. Низкая стоимость электроэнергии
Германия «Framatome ANP»	SWR (BWR)	1000	В стадии разработки	Инновационный проект. Высокая эффективность использования топлива. Свойства пассивной безопасности
Швеция «Westinghouse»	BWR 90+	1500	В стадии разработки	Эволюционный проект. Малое время строительства. Улучшенные свойства безопасности
Россия «Атомстройэкспорт»	B-491 B-392 (PWR)	640, 1000 соответственно	Рассматривают сооружение первого блока B-491, строительство блоков B-491 на АЭС «Куданкуман» Индия	Свойства пассивной безопасности, 60-летний срок службы. Упрощенное строительство и эксплуатация
Россия «Атомстройэкспорт»	ВВЭР-91 (B-428)	1000	Два блока сооружают на АЭС «Tianwan» в Китае. Первый блок запущен 23.01. 2007 г. и выработал 1,7 млрд кВт·ч. Строится блок № 2	Эволюционный проект. Улучшенные свойства безопасности
Россия «Атомстройэкспорт»	B-392M B-491	1100-1200	ЛАЭС-2, Сосновый бор (Санкт-Петербург)	Повышенная безопасность, надежность, усиление свойств пассивной безопасности
Россия «Атомстройэкспорт»	B-392M	1100-1200	НВАЭС-2, Воронеж	Расширенные свойства пассивной безопасности
Канада «AECL»	CANDU-9	925-1300	Лицензирован в 1997 г.	Эволюционный проект. Одноблочная АЭС. Гибкие требования к топливу. Свойства пассивной безопасности
Канада «AECL»	ACR	700-1000	Разработка к 2005 г.	Эволюционный проект. Охлаждение легкой водой. Топливо низкого обогащения. Свойства пассивной безопасности

Восемь реакторов «System 80», построенные уже в Южной Корее, имеют многие свойства реактора «System 80⁺». На базе американского ядерного реактора «System 80⁺» тепловой мощностью 3800 МВт разработан проект усовершенствованного ядерного реактора с водой под давлением (PWR) следующего поколения APR-1400, известного как «Корейский реактор следующего поколения». Первые такие ядерные реакторы будут установлены на 3-м и 4-м блоках АЭС «Shin

Kori». Представляется, что удельные капиталовложения в строительство АЭС могут составить 1400 дол/кВт с последующим снижением до 1200 дол/кВт при строительстве следующих блоков, время строительства – 48 мес.

Третий, разработанный в США ядерный реактор – более инновационный усовершенствованный ядерный реактор AP-600, имеющий электрическую мощность 600 МВт и свойства пассивной безопасности (проектная частота повреждений активной зоны в ~1000 раз ниже требуемой Комиссией по ядерному регулированию, т.е. 10^{-8}).

Проект ядерного реактора AP-1000 фирмы «Вестингауз» является усовершенствованным вариантом AP-600. Множество исследований и испытаний, проведенных при разработке AP-600, дают высокую степень уверенности, что при минимальных изменениях в конструкции AP-600, направленных на оптимизацию выходной мощности и снижение затрат на производство электроэнергии, ядерный реактор AP-1000 способен обеспечить мощность свыше 1000 МВт. Время строительства АЭС с реактором AP-1000 составляет 36 месяцев от первой укладки бетона до загрузки ядерного топлива в реактор, удельные капитальные затраты на строительство АЭС – 1000 дол/кВт. Эти параметры достижимы благодаря большому сокращению общего количества элементов конструкции и объема строительных работ при высоком уровне модульности. Усовершенствованные пассивные системы включают свыше 300 модулей, их изготовление ведется в заводских условиях параллельно с ходом строительства на площадке, а установка включена в график строительных работ. Ожидаемые затраты на производство электроэнергии на АЭС с реактором AP-1000 электрической мощностью 1100 МВт составят 3,5 цента/кВт·ч. Активная зона этого ядерного реактора может быть полностью загружена уран-плутониевым МОХ-топливом. Реактор AP-1000 конкурентоспособен по отношению ко всем типам электростанций на ископаемом органическом топливе и электростанциям на возобновляемых источниках энергии.

AP-1000 представляет собой двухпетлевой реактор, в котором сохранены основные черты проекта AP-600 (вклейка 1, рис. 129).

Площадь основания установки и диаметр активной зоны остаются прежними, увеличена только высота защитной оболочки. Основные параметры AP-600 и AP-1000 приведены в табл. 6.2 и 6.3.

Таблица 6.2. Параметры ядерных реакторов AP-600 и AP-1000

Параметр	AP-1000	AP-600
Электрическая мощность, МВт	>1117	610
Мощность реактора (тепловая), МВт	3400	1933
Количество топливных сборок, шт.	157	145
Активная длина стержней топлива, фут*	14	12
Тип топливной сборки	17x17	17x17
Линейная мощность тепловыделения, кВт/фут	5,71	4,10
Площадь теплопередачи в парогенераторе, кв. футов	125000	75000
Объем компенсатора давления, куб. фут	2100	1600

* 1 фут = 30,48 см

Изменения элементов конструкций в AP-1000 связаны с необходимостью увеличения передачи дополнительной энергии при сохранении уровня безопасности. Наиболее заметные изменения – увеличение размера области теплопередачи парогенератора и более мощный главный циркуляционный насос. Защитная оболочка тоже больше, но только по высоте, что вызвано габаритами системы охлаждения (рис. 6.2 и вклейка 1, рис. 130).

В Европе компания «Framatome ANP» (Франция) создает «Европейский реактор с водой под давлением» (EPR) большой мощности 1750 МВт (эл.), проект которого в 1995 г. получил статус нового стандартного ядерного реактора для атомной энергетики Франции. Этот реактор будет иметь глубину выгорания ядерного топлива 65 МВт·сут/кг и самый высокий к.п.д. (36%) среди ядерных реакторов на тепловых нейтронах. Реактор рассчитан на эксплуатацию в течение 60 лет. Основой концепции безопасности реактора EPR являются максимальное упрощение систем безопасности; четырехканальная система безопасности, позволяющая снизить риск аварий; обеспечение ввода в работу систем следующего уровня безопасности при отказе систем безопасности предыдущего уровня.

Таблица 6.3. Основные параметры реактора AP-1000

Электрическая мощность, МВт (эл.)	1117
Мощность реактора, МВт (тепл.)	3400
Срок службы, лет	60

Тип топлива	Обогащенный UO_2
Длительность кампании, мес.	18
Доля топлива, заменяемого при перегрузке, %	43
К.п.д. АЭС с учетом градиен, %	32,7
Температура теплоносителя в горячей нитке петли, °C	321
Активная длина топлива, м	4,3
Расход через реактор, м ³ /ч	6,81·104
Теплообменная поверхность парогенератора, м ²	11600
Ежегодно генерируемые радиоактивные отходы, т	35



Рис. 6.2. Ядерная паропроизводящая установка AP-1000

Технические средства, используемые в ядерном реакторе EPR, позволяют снизить вероятность аварий до 10^{-6} инцидентов/год на один реактор.

Снижение инвестиционных затрат на 1 МВт установленной мощности, повышение к.п.д. реактора до 36%, высокая эффективность использования ядерного топлива (и связанное с этим уменьшение радиоактивных отходов), сокращение расходов на эксплуатацию и ремонт оборудования позволяют уменьшить стоимость вырабатываемой электроэнергии на 10% по сравнению со стоимостью энергии, поставляемой современными АЭС.

Проектом предусмотрено сокращение времени на перегрузку ядерного топлива до 16 дней, время между перегрузками топлива увеличено до 2 лет.

Для ядерного реактора EPR был выбран вариант контейнмента (противоаварийной оболочки реактора) с двойными бетонными стенами, исключающий утечки радиоактивных продуктов за его пределы. Внешняя оболочка контейнмента толщиной 1,3 м выполнена из армированного бетона и служит защитой от внешнего воздействия (вклейка 1, рис. 131, поз. 6), а внутренняя оболочка контейнмента толщиной 1,3 м выполненная из предварительно напряженного бетона, обеспечивает герметичность, соответствующую требованиям для различных вариантов возможных аварий (вклейка 1, рис. 131, поз. 5).

Эта оболочка должна ограничить радиационное воздействие АЭС на окружающую среду даже в случае тяжелых аварий и является последним барьером, задерживающим выбросы радиоактивных продуктов. Возрастание температуры и давления при аварии с расплавлением активной зоны происходит из-за образования водорода, сопровождаемого горением, выходом неконденсирующихся газов и выделением тепла из расплавленной массы, поступающей из активной зоны. В ядерной энергетической установке с реактором EPR предусмотрена система распыления охлаждающей воды на основе использования теплообменников, способная обеспечить длительный эффективный режим охлаждения и снижения давления газов в пределах оболочки. Пар, образующийся при охлаждении, удаляется из защитной оболочки специальной системой. Удаление расплавленной массы, вытекающей при тяжелой аварии из корпуса реактора, происходит пассивно по желобу, соединяющему дно шахты ядерного реактора с зоной ее накопления и удержания (вклейка 1, рис. 132). Пол реакторной шахты и зона удержания расплавленной массы активной зоны имеют высокотемпературное покрытие, чтобы предотвратить взаимодействие массы с бетоном.

В России разработаны несколько проектов усовершенствованных ядерных реакторов ВВЭР с водой под давлением со свойствами пассивной безопасности в рамках государственной программы «Экологически чистая энергетика» (раздел «Безопасные АЭС»). При этом реализуется последовательное совершенствование

реакторных установок АЭС на основании опыта эксплуатации собственных АЭС с реакторами ВВЭР-210, ВВЭР-70, ВВЭР-365, ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и учитываются тенденции мировой атомной энергетики (вклейка 1, рис. 133).

Проект реакторной установки В-392 (ВВЭР-1000) отличается от других проектов ВВЭР большой мощности применением усовершенствованного оборудования и внедрением пассивных систем безопасности (рис. 6.3).

Различные модификации проекта В-392 использовались для строительства зарубежных АЭС.

В проекте АЭС «Кудункулам» (Индия) с реакторной установкой В-412 (вклейка 1, рис. 134 и табл. 6.4) в области безопасности предусмотрены следующие усовершенствования:

- улучшение ядерно-физических характеристик активной зоны и конструкции ответственных узлов реактора;
- использование различных видов ядерного топлива, включая уран-гадолиниевое;
- пассивная система отвода тепла от II контура;
- пассивная система залива активной зоны при авариях с течью теплоносителя;
- пассивная система быстрого ввода бора для остановки реактора;
- усовершенствованные каналы безопасности;
- увеличение количества ОР СУЗ до 121;
- двойная защитная оболочка;
- пассивная система создания разрежения в «зазоре» между оболочками и очистки протечек из контейнмента;
- система улавливания и охлаждения топливного расплава из активной зоны;

применение усовершенствованных парогенераторов; увеличение срока службы корпуса реактора до 50 лет, реакторной установки – до 40 лет.

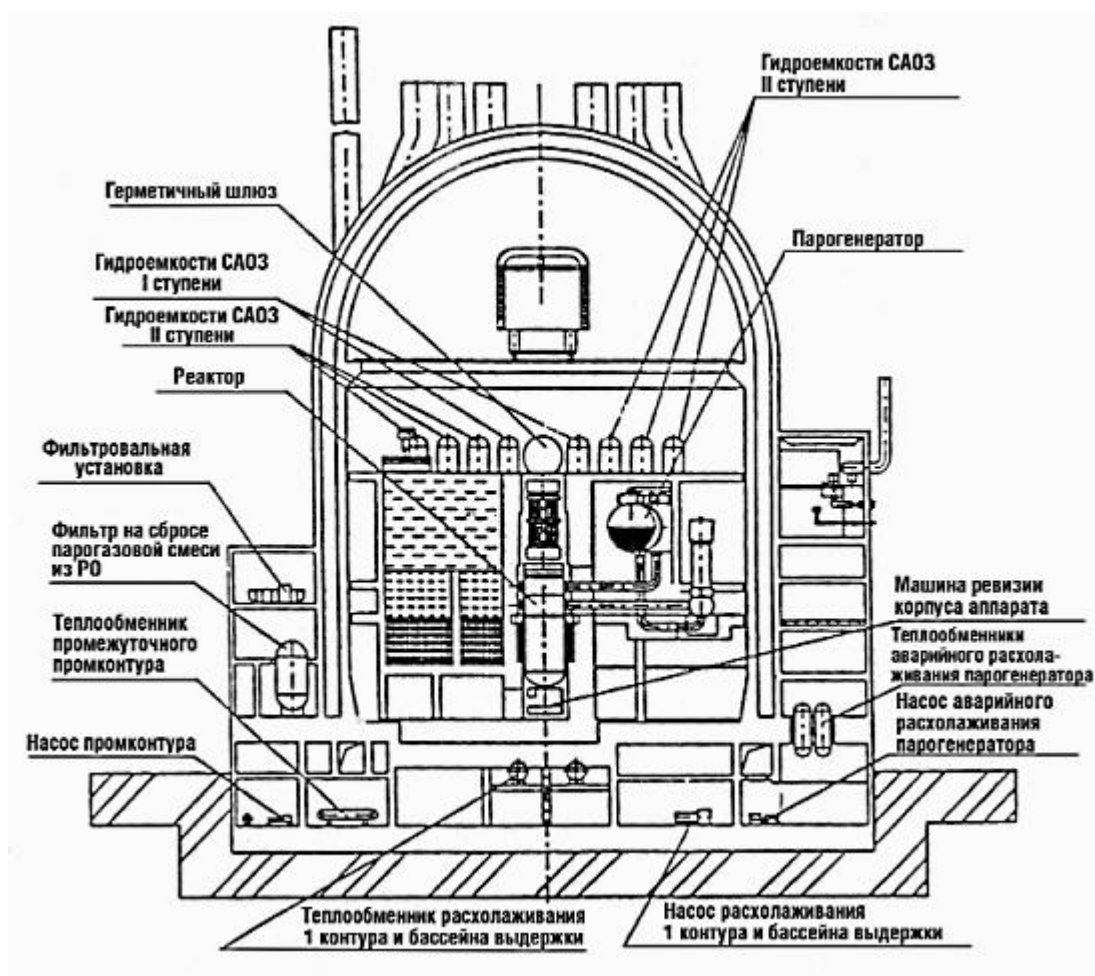


Рис. 6.3. Реакторное отделение РУ В-392

Реакторная установка В-428 (рис. 6.4), разработанная для Тяньванской АЭС в Китае, отличается от проекта энергоблока В-392 тем, что повышение надежности, безопасности и экономических характеристик реакторной установки согласовано с требованиями заказчика без использования полного комплекса предусмотренных в проекте В-392 дополнительных пассивных систем на основе расширения спектра проектных режимов по сравнению с энергоблоком В-392 и учета в проекте запроектных аварий; применения новых, более совершенных систем контроля и управления (СКУ) и технических средств управления запроектными авариями.

В области безопасности предусмотрены усовершенствования, функции и системы, в основном аналогичные используемым в РУ В-412, за исключением, как указано выше, предусмотренных в проекте В-392 некоторых дополнительных пассивных систем.

В качестве одной из локализирующих систем в проекте АЭС с РУ В-428 изначально была предусмотрена система очистки аварийного выброса парогазовой смеси из оболочки, предназначенная для очистки радиоактивных выбросов парогазовой смеси при тяжелых авариях.

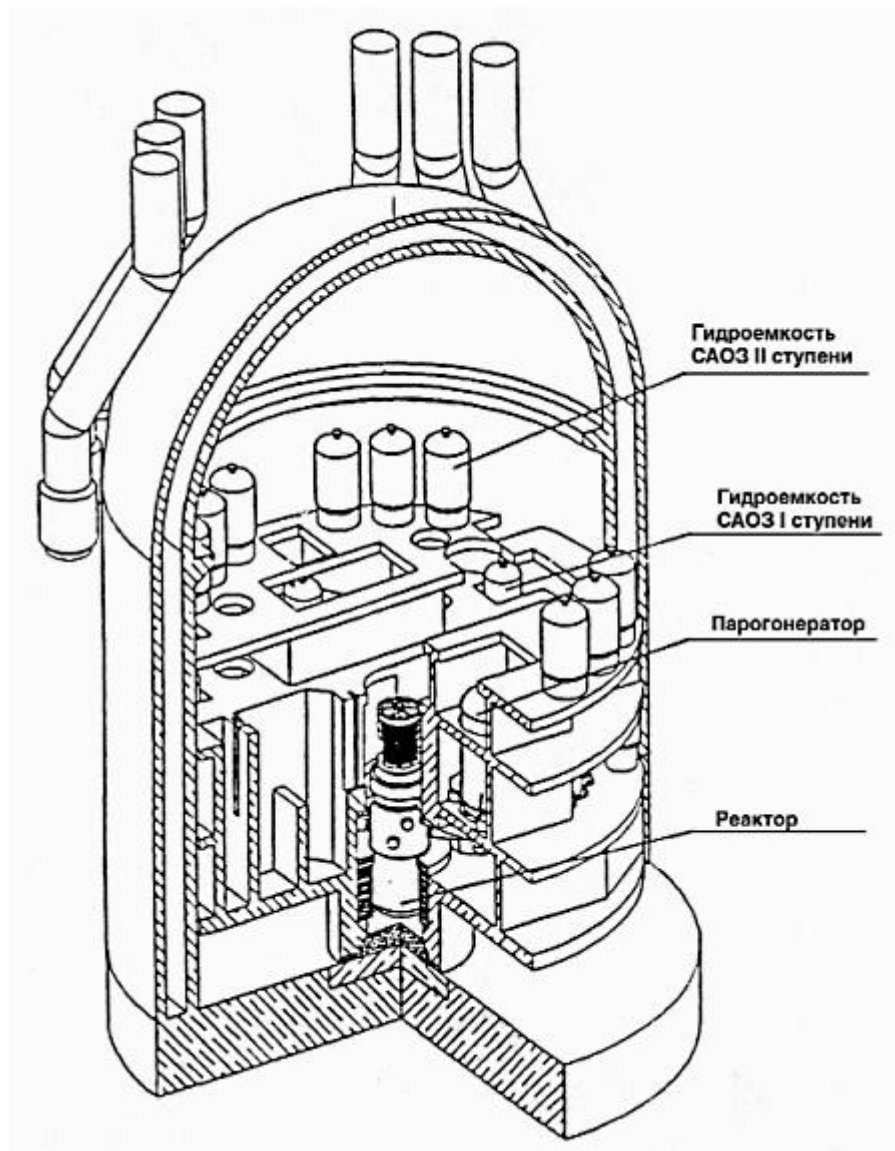


Рис. 6.4. Реакторное отделение РУ В-428

Таблица 6.4. Функции и системы безопасности реакторной установки В-412

Функции безопасности	Системы безопасности	
	Активные	Пассивные
Приведение реактора в подкритическое состояние и поддержание его в этом состоянии в диапазоне рабочих параметров	Система аварийной защиты реактора со 121 рабочим органом	Система быстрого ввода бора
Отвод тепла от реакторной установки через второй контур	Четырехканальная система аварийного отвода тепла через парогенераторы со структурой 4×100% (один канал способен	Четырехканальная пассивная система отвода тепла через парогенераторы со структурой 4×33% (три канала способны

	выполнить функции в полном объеме в течение неограниченного времени). Два канала системы используются при нормальной эксплуатации для очистки теплоносителя II контура. Два канала находятся в режиме ожидания	выполнить функцию в полном объеме в течение неограниченного времени)
Поддержание запаса теплоносителя в активной зоне при авариях с потерей теплоносителя I контура	Четырехканальная система аварийного охлаждения активной зоны со структурой 4×100%. Два канала системы применяются при нормальной эксплуатации для отвода тепла от отработанного топлива в бассейне выдержки. Два канала находятся в режиме ожидания. Система работает в диапазоне давлений в I контуре 0,1—8,0 МПа	Система гидроемкостей первой ступени со структурой 4×33%, с давлением в гидроемкостях 6.0 МПа и запасом воды 50 м ³ в каждой гидроемкости. Система гидроемкостей второй ступени со структурой 4×33% и запасом воды, рассчитанным на поддержание запаса теплоносителя в активной зоне в течение 24 часов при полном отказе активной системы
Изоляция парогенераторов от главного парового коллектора	На каждом паропроводе ПГ установлены быстродействующие изолирующие клапаны и задвижки с электроприводом	-
Ограничение давления в I контуре	Предохранительные клапаны на компенсаторе давления, которые могут работать как по активному, так и по пассивному принципу действия	-
Ограничение давления в парогенераторах и во втором контуре	Быстродействующие редукционные установки сброса пара в атмосферу	Предохранительные клапаны парогенераторов (ИПУ ПГ)
Локализация радиоактивных веществ внутри защитной оболочки (ЗО)	Четырехканальная спринклерная система. Система изолирующих клапанов защитной оболочки. Система вентиляции и очистки среды в кольцевом зазоре между внутренней и внешней ЗО	Двойная защитная оболочка полного давления. Пассивная система удаления водорода. Система улавливания расплавленного ядерного топлива

Выполненный комплекс научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ позволил в дальнейшем дополнительно повысить безопасность проекта АЭС с РУ В-428, отказавшись от системы сброса давления из защитной оболочки при аварийных ситуациях, что стало возможным благодаря использованию устройства локализации расплава активной зоны, исключающему взаимодействие расплава с бетоном и ограничивающего выход газов в защитную оболочку.

Для создания основы будущих серийных энергоблоков АЭС, предназначенных для ввода после 2011 года, в России разработан базовый проект «АЭС-2006»

(см. вклейка 1, рис. 133). При этом в области безопасности предусмотрены следующие усовершенствования:

- улучшение ядерно-физических характеристик активной зоны и конструкции ответственных узлов реактора;
- использование различных видов топлива, включая уран-гадолиниевое;
- увеличение срока службы корпуса реактора и парогенератора до 60 лет, реакторной установки в целом – до 50 лет;
- применение в проекте парогенератора с увеличенным диаметром корпуса и коридорным расположением трубного пучка;
- введение в проект новых систем управления запроектными авариями, действие которых основано на пассивных принципах, – системы пассивного отвода тепла от II контура, дополнительной системы пассивного залива активной зоны при авариях с течью, пассивной системы быстрого ввода бора;
- применение усовершенствованной системы управления и защиты РУ;
- увеличение количества органов регулирования СУЗ до 121;
- внедрение системы СКУД;
- снижение давления в первом контуре в запроектных авариях за счет внедрения процедуры «feed and bleed»;
- реализация концепции «течь перед разрушением»;
- применение двойной защитной оболочки;
- система улавливания и охлаждения топливного расплава активной зоны.

Во всех блоках ВВЭР новой модификации используются топливные кассеты ОКБ «Гидропресс», не уступающие по надежности лучшим мировым аналогам. Последняя модификация, находящаяся на этапе внедрения, имеет высокие технико-экономические параметры (вклейка 1, рис. 135), она разработана на базе топливной бес-чехловой серийной кассеты ВВЭР-1000. При этом обеспечена унификация с серийными кассетами по габаритным и присоединительным размерам в реакторе, по количеству и расположению дистанционирующих решеток, по принципу замера температуры теплоносителя на входе и выходе кассеты и по замеру энерговыделений.

Изменения, введенные в конструкцию кассеты, обеспечивают переход на четырехгодичный топливный цикл, повышают экономичность, надежность, безопасность и улучшают нейтронно-физические характеристики активной зоны.

Топливная кассета состоит из 311 ТВЭЛов в каркасе, образованном из 15 дистанционирующих решеток, центральной трубы, 18 направляющих каналов (НК) и нижней опорной решетки. Направляющие каналы и дистанционирующие решетки могут быть изготовлены из нержавеющей стали или сплавов циркония. Нижняя решетка является опорной для ТВЭЛов и обеспечивает их разъемное закрепление. ТВЭЛы содержат таблеточное топливо из смеси UO_2 и Gd_2O_3 . Направляющие каналы служат для размещения в них поглощающих стержней системы управления и защиты (ПС СУЗ). ПС СУЗ состоит из 18 поглощающих элементов (вклейка 1, рис. 136). Материалом стержней поглощения в верхней части служит карбид бора B_4C , в нижней части – титанат диспрозия или гафния.

Разработка проекта ядерного реактора ВВЭР-600 (ВПБЭР-600) основана на опыте создания и успешной эксплуатации в течение более 20 лет ядерно-энергетических установок атомных ледоколов и сооружения атомной станции теплоснабжения АСТ-500.

ВВЭР-600 представляет собой водо-водяной ядерный реактор, в корпусе давления которого размещаются активная зона с рабочими органами управления и защиты (СУЗ), трубные системы парогенераторов, парогазовый компенсатор давления. Над активной зоной расположен блок, уплотняющий головки тепловыделяющих сборок ТВС (т.е. топливных кассет), в котором размещены направляющие каналы СУЗ. В кольцевом зазоре между корпусом реактора и шахтой, выше уровня активной зоны, размещаются теплообменные поверхности независимых секций прямоточного парогенератора (вклейка 1, рис. 137, 138). На входе теплоносителя в активную зону находится напорная камера, обеспечивающая равномерную раздачу теплоносителя по топливным кассетам.

ВВЭР-600 представляет собой двухконтурную систему с водо-водяным ядерным реактором интегрального типа (вклейка 1, рис. 139). Первый контур включает в себя основной контур циркуляции, размещенный внутри корпуса давления реакто-

ра, систему компенсации давления, очистки теплоносителя и вывода жидкого поглотителя. Второй контур состоит из 12 независимых секций парогенератора с индивидуальным подводом питательной воды и выводом пара за пределы корпуса давления. Секции парогенератора объединяются в четыре петли, по которым пар подается в паротурбинную установку. Теплотехнические параметры поддерживаются расходом питательной воды через парогенератор и регулированием температуры первого контура.

Расположение реактора во втором прочном корпусе, рассчитанном на давление, которое возникает при разгерметизации первого контура, обеспечивает сохранение активной зоны под уровнем воды, исключает плавление топлива, служит дополнительным пассивным барьером локализации радиоактивных продуктов. Реактор размещен под прочно-плотной бетонной защитной оболочкой.

Большой водяной зазор между активной зоной и корпусом давления ядерного реактора экранирует материал корпуса от интенсивного облучения нейтронами из активной зоны, снижая флюенс нейтронов на ~ 4 порядка величины за время эксплуатации по сравнению с реакторами ВВЭР-1000 прежней конструкции (от $\sim 10^{20}$ нейтронов/см² до $5 \cdot 10^{16}$ нейтронов/см²).

Увеличение водяного зазора снимает вопрос о радиационном изменении свойств металла корпуса реактора. Активная зона ядерного реактора ВВЭР-600 состоит из 151 топливной кассеты с ТВЭЛами, аналогичными ТВЭЛам реактора ВВЭР-1000. Содержание борной кислоты снижено по сравнению с реакторами ВВЭР прежних конструкций, что обеспечивает отрицательный паровой и температурный коэффициенты реактивности. Отрицательный температурный коэффициент реактивности обеспечивает самоограничение мощности во всем интервале рабочих температур, отрицательный паровой коэффициент реактивности обеспечивает самоостановку ядерного реактора при разгерметизации первого контура.

Таблица 6.5. Основные характеристики одного из режимов перегрузки

Активная зона:	
Эквивалентный диаметр, см	305

Высота, см	353
Число ТВС	151
Среднее обогащение топлива подпитки, %	4,15
Число перегрузок за кампанию	4
Интервал между перегрузками, год	1,5
Средняя глубина выгорания уранового топлива, МВт·сут/кг	50

Таблица 6.6. Основные характеристики ядерного реактора ВВЭР-600

Мощность, МВт:	
тепловая	1800
электрическая	630
Циркуляция теплоносителя первого контура	Принудительная
Параметры теплоносителя первого контура:	
давление, МПа	15,7
температура на входе в активную зону, °С	294,5
на выходе из активной зоны, °С	325
Параметры второго контура:	
паропроизводительность, т/ч	3350
давление перегретого пара, МПа	6,5
температура перегретого пара, °С	305
Диапазон изменения мощности, % $N_{ном}$	30-100
Срок службы, лет	60
Максимальное проектное землетрясение по шкале MSK-64, баллов	8

Запас реактивности на выгорание топлива компенсируется механическими рабочими органами СУЗ, борной кислотой в теплоносителе и выгорающим поглотителем, интегрированным в урановое топливо (гадолиний).

Активная зона реактора ВВЭР-600 позволяет реализовать различные топливные циклы, кратность перегрузок и интервалы работы между перегрузками. В таблице 6.5 представлены основные характеристики для одного из режимов перегрузки ядерного топлива в активной зоне ядерного реактора ВВЭР-600. Средняя энергонапряженность активной зоны реактора 69,4 кВт/л, средняя линейная мощность ТВЭЛов 114 Вт/см. Основные характеристики ядерного реактора ВВЭР-600 представлены в таблице 6.6.

Ядерный реактор ВВЭР-600 сочетает внутренне присущую самозащищенность и пассивные системы безопасности. Пассивная система аварийного отвода тепла состоит из двух блоков теплообменников, отводящих тепло в баки запаса воды, и работает непрерывно в режиме естественной циркуляции (рис. 6.5).

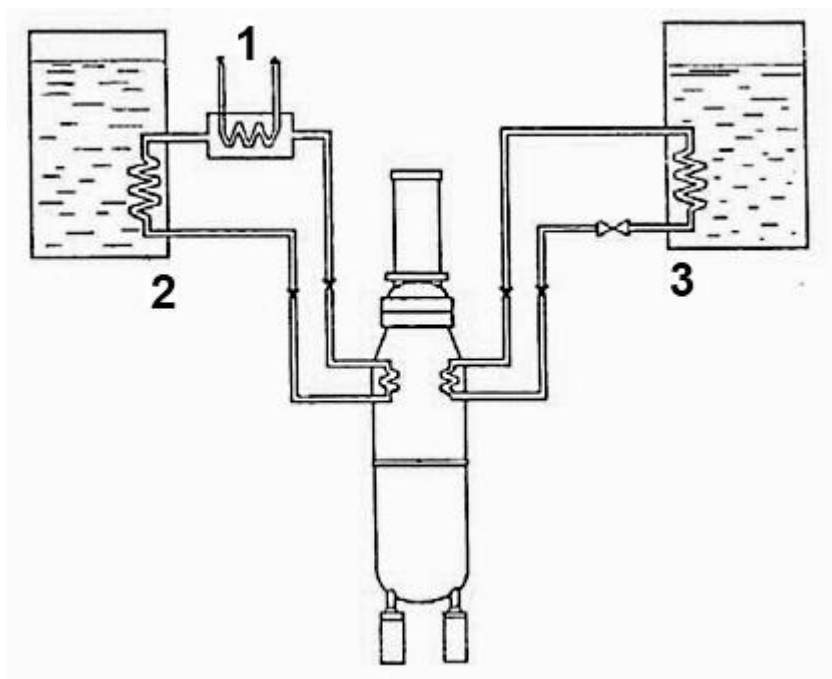


Рис. 6.5. Система аварийного отвода тепла: 1 – охлаждающая вода; 2, 3 – система непрерывного и пассивного отвода тепла соответственно

Тепло отводится через промежуточный контур при давлении, более высоком, чем в реакторе. Система пассивного отвода тепла включается при возникновении аварии путем открытия клапанов на трубопроводах по сигналам систем автоматического управления и непосредственно при изменении давления или уровня воды в реакторе. Вероятность аварий с повреждением активной зоны реактора ВВЭР-600 составляет 10^{-8} реактор/год.

Особенности интегральной компоновки систем ядерного реактора ВВЭР-600, применение пассивных систем расхолаживания определяют более высокий уровень его безопасности по сравнению с зарубежными ядерно-энергетическими установками типа AP-600.

В Канаде компания AECL («Atomic Energy of Canada Ltd») вводит инновационные технологии в ядерные энергетические системы, основываясь на эволюционном подходе: в существующие технологии вносятся ограниченное число новых элементов. На базе испытанных и надежных в эксплуатации ядерных реакторов CANDU-6 с тяжеловодным замедлителем D_2O разрабатываются два проекта эволюционных ядерных реакторов – CANDU-9 и CANDU-NG (ACR-Advanced CANDU Reactor).

В CANDU-9 и CANDU-NG сохраняются все особенности, отличающие тяжеловодные каналные ядерные реакторы CANDU от других типов реакторов, – теплоноситель из воды под высоким давлением в отдельных технологических каналах, замедлитель низкого давления и температуры из тяжелой воды D_2O ; горизонтальная ориентация топливных каналов с возможностью перегрузки топлива на мощности без остановки реактора.

Усовершенствования, приводящие к повышению конкурентоспособности ядерных реакторов CANDU в современных рыночных условиях, включают:

- использование слабообогащенного уранового топлива в специально сконструированных тепловыделяющих сборках ТВЭЛов;
- замену тяжеловодного теплоносителя теплоносителем из легкой воды H_2O ;
- более компактную активную зону за счет уменьшения шага топливной решетки и уменьшения содержания тяжелой воды в реакторе, что приводит к высокой равномерности потока нейтронов в активной зоне реактора;
- повышение давления и температуры теплоносителя и пара, что приводит к увеличению термодинамического к.п.д.;
- уменьшение уровня образования трития и вредных излучений.

Проект CANDU-9 электрической мощностью 925–1300 МВт создан на основе существующего CANDU-6, но представляет собой одноблочную АЭС. В этом ядерном реакторе, кроме штатного ядерного топлива из природного урана, может быть использовано топливо из слабообогащенного урана, из урана, выделенного после переработки отработавшего ядерного топлива водо-водяных реакторов под давлением (PWR), смешанное оксидное уран-плутониевое топливо, непосредственно отработавшее топливо PWR и ториевое топливо. Реактор CANDU-9 способен сжигать плутоний и актиноиды, выделенные из отработавшего топлива легководных кипящих реакторов BWR и реакторов с водой под давлением PWR. Лицензионный анализ проекта реактора CANDU-9 успешно завершен в начале 1997г.

Усовершенствованный CANDU-NG (ACR-Advanced CANDU Reactor) является более инновационной концепцией. Сохранив тяжеловодный замедлитель под низким давлением, конструкция реактора включает некоторые черты реактора с лег-

кой водой под давлением. Использование легководного теплоносителя и более компактной активной зоны снижает капитальные затраты, а работа реактора с теплоносителем из легкой воды H_2O при высоком давлении и высокой температуре приводит к возрастанию тепловой эффективности (к.п.д.).

Проектируемый реактор ACR-700 электрической мощностью 730 МВт имеет значительно меньшие габариты, проще по конструкции при более высоком к.п.д. и на 40% дешевле, чем CANDU-6 (удельные капитальные затраты составляют 1000 дол/кВт). Реактор ACR-700 может работать, используя топливо из низкообогащенного урана (~1,5–2,0% урана-235) с глубоким его выгоранием и кампанией топлива, которая в три раза превышает кампанию топлива CANDU. Отрицательный пустотный коэффициент реактивности ACR-700 (впервые для реакторов CANDU) повышает безопасность ядерного реактора и надежность органов регулирования. Кроме того, использованы другие свойства пассивной безопасности. Реакторные блоки будут комплектоваться из модулей промышленного изготовления, что позволит уменьшить время строительства до трех лет.

Активная зона реактора ACR-700, состоящая из топливных каналов-труб под давлением, при соответствующем выборе геометрии топливной решетки позволяет использовать различные виды ядерного топлива (в том числе ториевые), теплоносители и температуры. Можно приспособить топливную решетку к необходимому топливному циклу с заданной реактивностью активной зоны. Проведены оценки концепции CANDU в случае использования водного теплоносителя при сверхкритических давлениях, просчитаны возможные термодинамические циклы, в которых к.п.д. может достигать значений 40–44% и выше.

Улучшенная конструкция ACR-700 основана на многолетнем опыте эксплуатации ядерных реакторов CANDU и ряде достижений последних лет. Основными ключевыми особенностями конструкции ядерного реактора ACR-700 являются:

- теплоноситель – легкая вода под сверхкритическим давлением;
- высокие давления и температуры теплоносителя, позволяющие увеличить термодинамический к.п.д.;
- топливо – слабообогащенный уран для обеспечения повышенного выгора-

ния;

- уменьшенный шаг топливной решетки активной зоны, дающий возможность снизить количество тяжелой воды и уменьшить общую стоимость реактора;
- усовершенствованная конструкция топливного канала с тепловыделяющими элементами, использующая тепловую изоляцию на внутренней поверхности канала, что обеспечивает низкие температуры стенки трубы, работающей при высоком давлении, и низкий нагрев замедлителя;
- повышенная безопасность благодаря отрицательному коэффициенту пустотной реактивности;
- пониженные радиоактивные выбросы трития из-за уменьшения утечки тяжелой воды.

В существующих реакторах CANDU для отвода тепла от тяжеловодного замедлителя в процессе нормальной эксплуатации и при аварийных ситуациях используют насосы. В системе ACR-700 тепло, выделяющееся в замедлителе, непрерывно отводится при нормальном режиме работы реактора посредством естественной циркуляции, которую обеспечивает парожидкостная смесь D_2O в подъемной (горячей) ветви контура (рис. 6.6, 6.7). Пассивная система охлаждения замедлителя не требует вмешательства оператора.

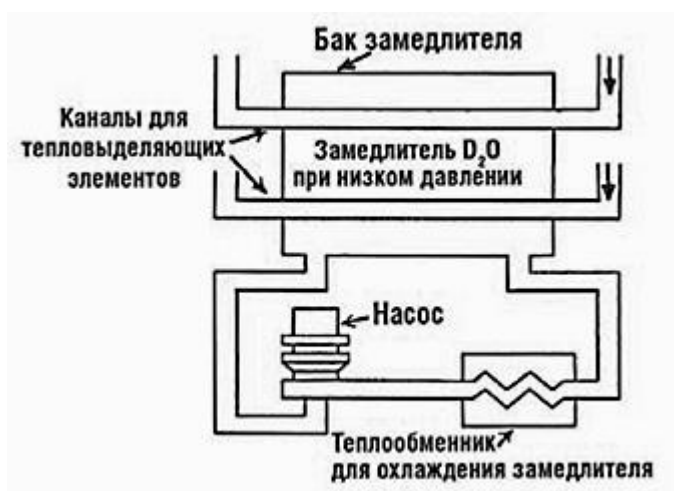


Рис. 6.6. Система охлаждения замедлителя (D_2O) работающих реакторов CANDU

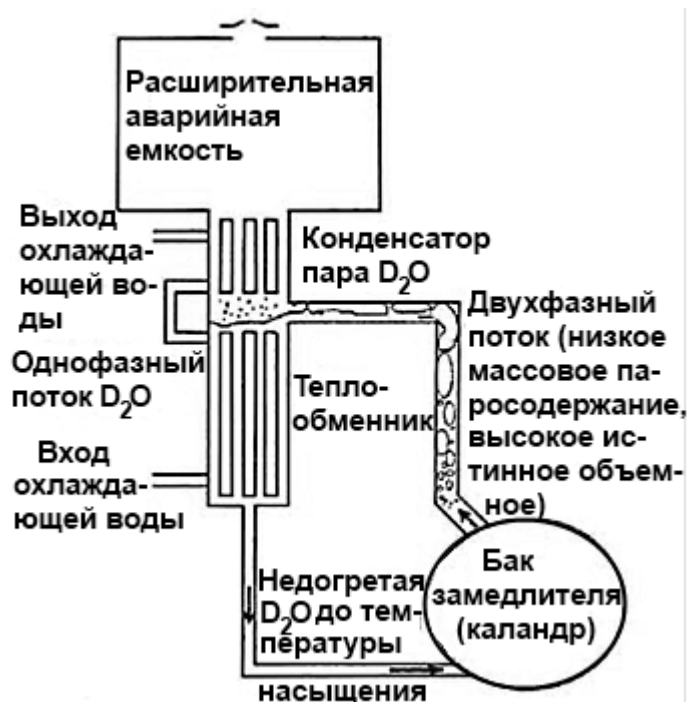


Рис. 6.7. Усовершенствованная пассивная система безопасности и охлаждения замедлителя

Конструкция топливного канала в существующих реакторах CANDU состоит из трубы, изолированной от замедлителя D_2O газовым зазором. При использовании легкой воды сверхкритических параметров (высокого давления и температуры) в качестве теплоносителя конструкция топливного канала изолируется от замедлителя материалом с низким сечением поглощения тепловых нейтронов (макроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов легкой водой H_2O в 508 раз больше, чем у тяжелой воды D_2O) (вклейка 1, рис. 140).

Это значительно упрощает конструкцию топливных каналов, поскольку исключается внутренняя труба, с помощью которой образуется изолирующий зазор. Новая конструкция испытана при давлении воды 30 МПа и температуре 600°C. Реактор используется в одноконтурной схеме с паротурбинной установкой, что уменьшает стоимость электрогенерирующей установки в целом, поскольку исключаются парогенераторы. Выбор геометрии топливной решетки активной зоны канального типа позволяет использовать различные виды ядерного топлива.

Проблемой при создании водоохлаждаемого реактора с водой сверхкритических параметров являются разработка, исследования и выбор материалов, на-

дежно работающих в полях нейтронов большой интенсивности при высокой температуре.

В Японии разрабатывается усовершенствованный ядерный реактор с водой под давлением (PWR) большой мощности APWR-1500 МВт (э). Конструкция ядерного реактора упрощена, в нем удачно скомбинированы активные и пассивные системы охлаждения, выгорание ядерного топлива составит свыше 55 МВт·сут/кг.

Кроме того, в Европе компаниями EdF (Франция), PSI (Швейцария), TVO и VTT (Финляндия), «Framatome ANP» (Франция) в сотрудничестве с немецкими электрогенерирующими компаниями дорабатывается проект кипящего реактора SWR-1000 (Simplified Water Reactor), концепция которого разработана компанией «Siemens» с целью увеличения безопасности и снижения стоимости производства электроэнергии. Максимально допустимая вероятность плавления активной зоны реактора, равная 10^{-7} на реактор/год, намного ниже установленной консультативной группой по ядерной безопасности (10^{-5}) (TNSAG3) МАГАТЭ. Работа по проекту ядерного реактора SWR-1000 связана с планами Финляндии построить новый ядерный энергоблок. Исследования показали возможность увеличения мощности SWR-1000 до 1300 МВт (э) без изменения концепции проекта.

§ 6.2. Ядерные реакторы 4-го поколения

Учитывая изменившееся положение в ядерной энергетической отрасли и естественный интерес к новейшим ядерным технологиям, в сентябре 2000 г. МАГАТЭ предложило поставщикам и потребителям ядерных технологий объединить усилия в реализации инноваций в ядерном реакторостроении и структуре топливных циклов. В мае 2001 г. МАГАТЭ учредило международную программу по инновационным циклам INPRO (Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles Programme), участниками которой стали 14 стран-членов МАГАТЭ. В июне 2003 г. были сформированы требования потребителей ядерно-энергетических технологий с точки зрения экономики, безопасности, охраны окружающей среды и нерас-

пространения ядерных материалов; завершена разработка методики сравнения различных концепций ядерных реакторов и топливных циклов.

Следующий этап программы включал анализ выбранных заинтересованными государствами конкретных проектов для оценки инновационных технологий в соответствии с выработанными на первом этапе требованиями к дальнейшему их развитию. В рамках INPRO отобраны следующие проекты:

- БН-800 (Россия) – реактор на быстрых нейтронах;
- АНWR (Индия) – усовершенствованный реактор с замедлителем из тяжелой воды;
- CAREM (Аргентина) – интегральный проект с высокой конверсией воспроизводящих изотопов;
- DUPIC – технология использования отработавшего топлива PWR в тяжеловодных реакторах CANDU, подлежащая реализации в Южной Корее.

Чуть позже, в июле 2001 г., по предложению Министерства энергетики США была создана программа по развитию инновационных ядерных реакторов 4-го поколения, которая приобрела международный статус, объединив 10 стран в рамках Международного форума создания реакторов 4-го поколения GIF-IV (Generation IV International Forum). При разработке программы были определены ядерно-энергетические системы ближнесрочного развертывания (до 2010 г.) с учетом уровня их готовности и технической пригодности, более отдаленного по срокам развертывания (до 2015 г.) и ядерные реакторы 4-го поколения, которые могут быть введены в коммерческую эксплуатацию до 2030 г. (таблица 6.7).

Таблица 6.7. Инновационные ядерно-энергетические системы

Ближнесрочного развертывания до 2010 г. (программа США)	Среднесрочного развертывания до 2015 г. (Международная программа)	Отдаленного развертывания до 2030 г. (программа GIF-IV)
ABWR	Усовершенствованные BWR	SFR (2015 г.)
AP-1000	ABWR II; ESBWR	VHTR (2020 г.)
ESBWR	HC-BWR; SWR-1000	GFR (2025 г.)
GT-MHR	Усовершенствованный каналный реактор ACR-700	MSR (2025 г.)
PBMR		SCWR (2025 г.)
SWR-1000	Усовершенствованные PWR: AP-600; AP-1000; APR-1400; APWR+; EPR	LFR (2025 г.)

	Реакторы с интегральной компоновкой: CAREM; IMR; IRIS; SMART Модульные ВТГР: GT-MHR; PBMR	
--	--	--

К реакторам 4-го поколения были отнесены 6 ядерно-энергетических технологий, способных обеспечить выработку электроэнергии, производство водорода и технологического тепла:

- GFR – реакторы на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем (гелий), с замкнутым топливным циклом;
- LFR – реакторы на быстрых нейтронах с жидкометаллическими свинцовыми сплавами в качестве теплоносителя (теплообмен по схеме расплавленный свинец/свинцово-висмутная эвтектика, замкнутый топливный цикл с эффективным воспроизводством ядерного топлива на основе урана и сжиганием актиноидов);
- MSR – реакторы с теплоносителем в виде расплавов солей, эпитепловой энергетический спектр нейтронов, с циркуляцией ядерного топлива в расплаве солей, полная переработка актиноидов в топливном цикле;
- SFR – реакторы на быстрых нейтронах с теплоносителем из жидкого натрия (замкнутый топливный цикл, эффективное сжигание актиноидов, воспроизводство ядерного топлива на основе урана);
- SCWR – реакторы с водой сверхкритических параметров на тепловых и быстрых нейтронах (давление воды 25 МПа, температура воды более 500°C);
- VHTR – сверхвысокотемпературный реактор, теплоноситель – гелий, температура 1000–1200°C, замедлитель – графит, однократный урановый цикл.

Основные задачи концепции GIF-IV при разработке ядерно-энергетических систем заключаются в высокой эффективности длительного использования реакторных установок, низких затратах на их эксплуатацию и степени экономического риска, сопоставимого с аналогичными параметрами других источников энергии.

Реакторы 4-го поколения с высокой температурой теплоносителя на выходе из активной зоны обещают значительное повышение к.п.д.

Программы INPRO и GIF-IV полагают, что ядерно-энергетические системы должны обеспечить глобальное потребление энергии в XXI веке до начала истощения невозобновляемых энергетических ресурсов.

§ 6.3. Легководные реакторы со сверхкритическими параметрами воды

В странах с развитой ядерной энергетикой (Германии, Франции, Японии, России, США) проводятся систематические многолетние исследования оптимальных путей развития атомной энергетики XXI века.

Изучение истории развития технологии и опыта эксплуатации тепловых электростанций (ТЭС) привело к пониманию, что атомная энергетика, как и тепловая, пойдет по пути повышения параметров пара на входе в турбину. Это в соответствии с законами термодинамики повышает к.п.д. парового цикла и снижает удельный объем пара на единицу вырабатываемой энергии. В настоящее время основу теплоэнергетики передовых стран мира составляют энергоблоки с использованием сверхкритических параметров (давления и температуры, которые для воды равны 22,1 МПа и 374°C). При таких параметрах отсутствует фазовый переход жидкость – пар. Тепло отводится в основном в области псевдокритической температуры, которая соответствует максимуму теплоемкости.

При увеличении мощности ТЭС оказалось целесообразным повысить начальное давление пара от 9 до 25 МПа и температуру до 500–600°C.

Переход от давления 10–14 МПа к давлению 25 МПа занял 15 лет. Широко начали применять промежуточный перегрев пара в турбине между секциями высокого и низкого давления. Темпы ввода в эксплуатацию энергетических блоков со сверхкритическими параметрами были стремительны: в 1965 г. работало 12 блоков, в 1975 г. – 135 блоков мощностью 300 МВт и 9 блоков мощностью 500–800 МВт. Доля мощности блоков со сверхкритическими параметрами в СССР за эти годы выросла от 16 до 55%. В 1975–1980 гг. начались разработки и создание энергоблоков со сверхкритическими параметрами нового поколения. В США и России прошли испытания блоки с суперсверхкритическими параметрами пара; в России

использовали турбину СКР-10 харьковского турбинного завода «Турбоатом» на давление 30 МПа и температуру 650°C.

В 1995–1997 гг. в России и СНГ работали 230 тепловых блоков на ТЭС со сверхкритическими параметрами и высокими технико-экономическими характеристиками.

В 1990-х годах усовершенствования конструкций паровых турбин АЭС, имеющих ядерные реакторы с водой под давлением, привели к первым успехам. Дальнейшее увеличение давления теплоносителя сверх 16 МПа – естественный путь повышения экономичности реакторов с водой под давлением.

Переход на сверхкритические параметры пара позволяет объединить в единую концепцию реактор с водой под давлением (ВВЭР, PWR) и кипящий реактор (BWR, SWR), при этом водный теплоноситель остается однофазным (как в реакторе с водой под давлением, вклейка 1, рис. 141).

Предварительно нагретая до 280°C вода поступает в ядерный реактор и при давлении 25 МПа продолжает нагреваться в его активной зоне до ~500°C. Образующийся свежий пар может затем прямо поступать на турбину, как это происходит в кипящем ядерном реакторе (вклейка 1, рис. 142).

В прямоточном цикле схема энергетической установки одноконтурная, исчезает потребность в парогенераторах и сепараторах пара.

Промежуточное нагревание пара между турбинами высокого (НР) и низкого (ЛР) давления происходит в паровом теплообменнике, который питается частью потока свежего пара, и это значительно увеличивает к.п.д. установок. Внешние компоненты парового контура – от трубопровода свежего пара до патрубка подачи питательной воды в реактор – могут быть заимствованы без значительных изменений из аналогичных систем теплоэнергетики.

Были разработаны концепции прямоточных ядерных реакторов с водным теплоносителем при сверхкритических давлениях на тепловых нейтронах SCLWR и на быстрых нейтронах SCFR практически с одинаковой тепловой схемой.

Большим преимуществом концепции является возможность использования серийного оборудования, уже разработанного и освоенного на ТЭС. Идентич-

ность тепловых схем АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами, почти одинаковые температурные условия (табл. 6.8) приведут к однородной структуре атомной энергетики будущего.

Кроме того, и тепловая, и атомная энергетика будут оснащены однотипным оборудованием. В Европе создан Консорциум по разработке легководных реакторов с высокими характеристиками HPLWR (High Performance Light Water Reactor) со сверхвысокими параметрами, при использовании которых ожидается к.п.д. 44%. Концепции ядерного реактора с водой под сверхкритическим давлением (Supercritical Water Cooled Reactor, SCWR) и реактора HPLWR основаны на использовании современных паровых турбин со сверхкритическими параметрами пара.

Одной из уникальных особенностей проточного ядерного реактора с сверхкритическими параметрами является небольшой расход теплоносителя через активную зону (в восемь раз меньше, чем в PWR), поскольку отсутствует рециркуляция. Поэтому для проточного реактора используют новую конструкцию топливных элементов, которая во многом подобна конструкции топливных элементов кипящих ядерных реакторов. Температура оболочек ТВЭЛов выше, чем в реакторах с водой под давлением типа PWR и ВВЭР, достигает $\sim 620^{\circ}\text{C}$, и это вынуждает заменить сплавы циркония на высококачественную сталь или сплавы никеля.

Таблица 6.8. Сравнительные характеристики активных зон реакторов

Характеристики	Тип реактора		
	ABWR усовершенствованный кипящий	SCLWR тепловой	быстрый
Тепловая/электрическая мощность, МВт	3926/1356	3586/1570	3993/1728
Давление, МПа	7,2	25,0	25,0
К.п.д., %	34,5	44,0	44,4
Материал оболочки ТВЭЛа	Zr	Ni-сплав	Ni-сплав
Число ТВС	872	211	419
Среднее тепловыделение, МВт/м ³	50,6	101	144 (вкл. бланкет)
Высота/диаметр активной зоны, м	3,71/5,16	4,20/3,28	3,20/3,28
Температура на входе/выходе, $^{\circ}\text{C}$	278/287	280/580	280/526

Расход питательной воды, кг/с	2122	1816	1694
Расход воды через активную зону, кг/с	14500	1816	1694
Расход питательной воды на единицу мощности, кг/Вт·с	1,56	1,16	0,98

Ядерное топливо (UO_2 или MOX) полностью соответствует топливу обычных легководных реакторов. Более тесное расположение топливных элементов и небольшой расход теплоносителя через активную зону обеспечивают большой прирост энтальпии. Тесное расположение топливных элементов оказывает большое сопротивление теплоносителю и способствует гидравлической стабильности его потока.

Активная зона ядерного реактора с водой сверхкритических параметров может быть спроектирована как для работы на тепловых (SCLWR), так и на быстрых (SCFR) нейтронах. В реакторе на тепловых нейтронах SCLWR их замедлитель (вода) подается в активную зону сверху через специальные каналы внутри тепловыделяющей сборки («водяные стержни»). В нижней части корпуса эта вода смешивается с остальными водными массами (рис. 6.8) и затем направляется вверх вдоль топливных стержней. В быстрых реакторах SCFR используется плотное размещение ТВЭЛов, не позволяющее нейтронам эффективно замедляться.

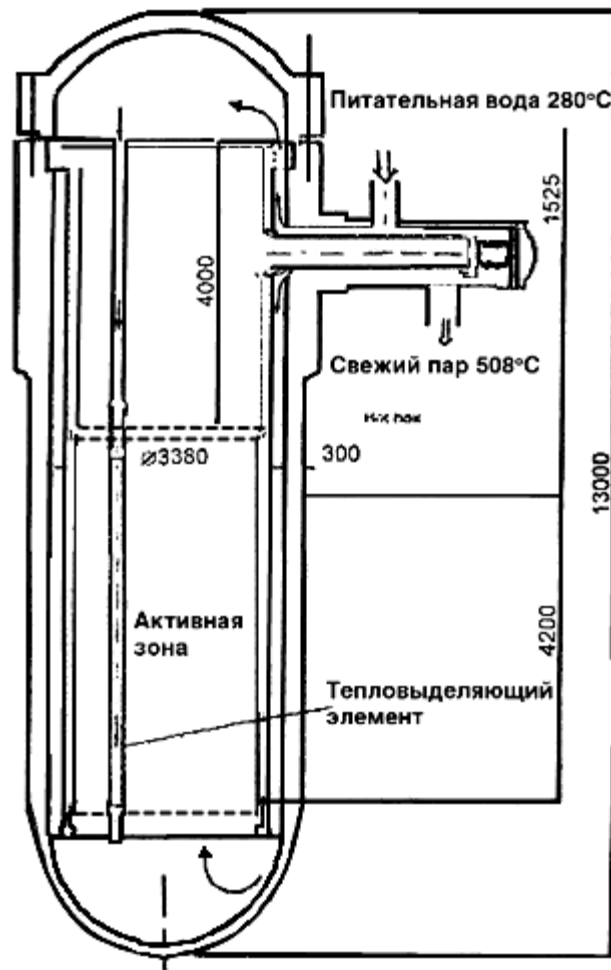


Рис. 6.8. Корпус давления легководного реактора со сверхкритическими параметрами пара

Корпус ядерного реактора с водой сверхкритических параметров не содержит пароотделителей, отсутствуют насосы для циркуляции теплоносителя, необходимы только конденсатные и питательные насосы. Это позволяет сделать более компактными корпус давления реактора, защитную оболочку (контеймент) и здание реактора.

При аварии ядерного реактора с водой сверхкритических параметров для снижения реактивности вначале в его активную зону вводятся регулирующие стержни. Дальнейшую сохранность защитной оболочки, сброс давления и отвод остаточного тепла из реактора и защитной оболочки обеспечивает пассивная система аварийной защиты (вклейка 1, рис. 143).

Сверхкритические водоохлаждаемые реакторы (SCWR) рассматриваются на основе двух концепций: корпус под давлением или каналы под давлением.

Существующие проекты CANDU-SCWR (Канада) и проект HPLWR (Евроатом) рассчитаны на тепловой спектр нейтронов, а проект SCWR (Япония и частично Корея) и проект ВВЭР-СКД (Россия) на смешанный (тепловой + быстрый) спектр нейтронов.

На рис. 144 (вклейка 1) представлено поперечное сечение корпуса реактора ВВЭР-СКД.

Основные особенности реактора ВВЭР-СКД:

- изменение плотности теплоносителя от входа к выходу;
- изменение спектра нейтронов от промежуточного до быстрого.

Приведем основные характеристики реакторных систем ВВЭР-СКД и SCWR (таблица 6.9).

Таблица 6.9. Характеристики ядерных энергетических систем ВВЭР-СКД и SCWR

Параметр	Реактор	
	ВВЭР-СКД	SCWR
Тепловая мощность, МВт	3830	3832
Электрическая мощность, МВт	1700	1698
Давление теплоносителя, МПа	25,0	25,0
Температура теплоносителя, вход/выход, 0С	280/530	280/523
Топливо	UO ₂ + PuO ₂	UO ₂ + PuO ₂
Размер чехла «под ключ», мм	207	162
Высота/диаметр АЗ, м	4,05/3,38	3,76/3,5
Средняя энергонапряженность АЗ, Вт/см ³	107	106
Средний линейный тепловой поток, Вт/см	158	232
Коэффициент воспроизводства	0,97	1,04
Уровень разработки	Концептуальный	

В НАН Украины ведутся научные разработки новых перспективных реакторов: источника нейтронов, основанного на подкритической сборке, управляемой линейным ускорителем электронов – прообраза безопасного, экологически чистого ядерного реактора будущего; высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (актуального с точки зрения возможности наработки водорода); «быстрого» жидко-солевого реактора; быстрого реактора, работающего в режиме волны ядерного горения (реактор Феокистова-Тейлора); энергетических термоядерных установок.

Особое значение имеет переход к подкритическим ядерным энергетическим системам управляемых ускорителем. Работа таких систем исключает возможность развития неуправляемой цепной реакции деления ядер, поскольку цепная реакция полностью прекращается с исключением ускорителя.

Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт» НАН Украины совместно с Аргонской национальной лабораторией США разрабатывает концептуальный проект нейтронного источника (вклейка 1, рис. 145).

Проект нейтронного источника основан на подкритической сборке, управляемой ускорителем электронов. Цель разработки состоит в создании в Украине экспериментальной базы для нейтронных исследований на основе безопасных интенсивных источников нейтронов.

Создание подкритической сборки, управляемой линейным ускорителем, с размещенными нейтронными каналами (АНЛ США – ННЦ ХФТИ) позволит существенно расширить диапазоны экспериментальных исследований.

Разработка физических принципов перспективного безопасного быстрого реактора, который работает в режиме волны ядерного горения (волна Феокистова) позволит приступить к созданию макета такого полностью безопасного реактора (вклейка 1, рис. 146).

Волна ядерного горения позволит реализовать следующие свойства гипотетического реактора:

- внутренняя безопасность;
- топливо: уран-238;
- долгосрочная работа (годы) без перезагрузки;
- наработка плутония;
- возможность «уничтожения» ядерных отходов.

§ 6.4. Реакторы на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением

Повышение к.п.д. легководных реакторов с водой суперсверхкритических параметров прежде всего связано с повышением теплового (термодинамического)

к.п.д. за счет увеличения температуры теплоносителя на выходе из ядерного реактора $\eta=(T_2-T_1)/T_1$ и использованием достижений теплоэнергетики в области применения паровых турбин со сверхкритическими параметрами пара и перегрева пара после секции турбины высокого давления.

Реакторы на быстрых нейтронах могут реализовать значительное увеличение своего потенциала благодаря экономичности. Это связано с оптимизацией топливного цикла и достижением высоких уровней выгорания ядерного топлива (более 150 МВт·сут/кг), что в три раза выше, чем в современных легководных ядерных реакторах.

Реактор на быстрых нейтронах способен производить новое топливо и использовать в качестве топлива трансурановые элементы, что в сочетании с переработкой отработавшего ядерного топлива легководных ядерных реакторов сокращает количество радиоактивных отходов. Поэтому в программах INPRO и GIF-IV реакторы на быстрых нейтронах являются гарантией устойчивого ядерного энергоснабжения и оптимального обращения с отработавшим ядерным топливом. Из шести ядерно-энергетических технологий программы GIF-IV три относятся к реакторам на быстрых нейтронах. Программа GIF-IV предусматривает следующие расчетные параметры для реакторов на быстрых нейтронах: температура теплоносителя на выходе из активной зоны – 530–560°C; тепловая мощность активной зоны – 1000–5000 МВт; выгорание ядерного топлива – 150–200 МВт·сут/кг.

В настоящее время в мире работают около 20 ядерных реакторов с жидкометаллическим теплоносителем. Наибольший опыт работы накоплен для реакторов, охлаждаемых жидким натрием. Примером успешной многолетней эксплуатации таких ядерно-энергетических установок являются реакторы EBR-II в США и «Phenix» во Франции. Однако при эксплуатации более крупных промышленных ядерных реакторов на быстрых нейтронах «Superphenix» (1250 МВт (э)) и MONJU (280 МВт (э)) во Франции и Японии возникли значительные проблемы, которые препятствуют их коммерческому использованию и привели к закрытию «Superphenix» и многолетней стагнации MONJU. Данные проблемы связаны с

обеспечением этих реакторов элементами пассивной безопасности и необходимостью повышения их экономичности. Капитальные затраты на строительство реакторов на быстрых нейтронах выше, чем для реакторов с водой под давлением той же мощности, а стоимость извлечения плутония, образовавшегося из урана-238 в бланкете реактора, довольно высока (~800 дол/кг). Широкое использование таких реакторов будет выгодным, если цены на природный уран вырастут в ~4 раза по сравнению с современными рыночными ценами.

В настоящее время немногие страны реализуют программы исследований и разработку проектов реакторов на быстрых нейтронах. Интерес к усовершенствованию быстрых реакторов с натриевым охлаждением проявляет прежде всего Япония, предполагая использовать промежуточный контур, который разделит паровую турбину и первый контур охлаждения активной зоны реактора. Это позволит применить обычный паровой процесс во втором контуре, значительно повысить параметры свежего пара и увеличить эффективность выработки энергии.

В Индии реакторы на быстрых нейтронах являются частью долгосрочной программы создания замкнутого топливного цикла бурно развивающейся атомной энергетики.

В США до сих пор нет реактора на быстрых нейтронах мощностью более 66 МВт (э). Для создания в США быстрых реакторов, вырабатывающих коммерческую энергию компания «General Electric» приступила к разработке проекта модульного быстрого реактора PRISM электрической мощностью 150 МВт с жидкометаллическим теплоносителем и свойствами внутренне присущей безопасности. Одновременно «General Electric» совместно с компанией «Argonne» начали работу над проектом усовершенствованного жидкометаллического реактора на быстрых нейтронах ALMR электрической мощностью более 1400 МВт для воспроизводства вторичного ядерного топлива из урана-238, но разработка этих проектов была приостановлена.

В настоящее время компания «General Electric» разработала проект «Super-PRISM» – усовершенствованного компактного модульного ядерного реактора

бассейнового типа с пассивным охлаждением и отводом остаточного тепла после его остановки. Модуль имеет тепловую мощность 1000 МВт и рабочую температуру 510 °С, которая выше, чем в первоначальном проекте реактора PRISM, и содержит систему первого контура бассейнового типа с натриевым теплоносителем. Топливом являются плутоний и обедненный уран в виде оксида или металла. При переработке этого топлива младшие актиноиды (изотопы нептуния, плутония, америция и кюрия) не удаляются и полученное вторичное свежее ядерное топливо очень радиоактивно и, следовательно, устойчиво к незаконному обращению. Кампания топлива в реакторе – 6 лет, каждые два года одна треть топлива активной зоны выгружается. Концепция коммерческой АЭС предусматривает использование шести реакторных модулей, что обеспечивает электрическую мощность 2280 МВт, стоимость производства электроэнергии менее 3 центов/(кВт·ч). Проект «Super-PRISM» соответствует критериям реакторов IV поколения (таблица 6.10).

Замыкание топливного цикла на быстрые реакторы позволяет сменить сырьевую базу АЭ с ограниченного U-235 (0,7% природного U) на практически неограниченный U-238 (99,3%) и торий. Такая сырьевая база открывает перспективы масштабного использования ядерной энергетики для решения проблем устойчивого развития.

Таблица 6.10. Системообразующий элемент ЯТЦ (реакторная установка) в Генерации-IV

Система	Нейтронный спектр	Теплоноситель	Температура, °С	Топливный цикл	Мощность (МВт)
VHTR (высокотемпературный газовый реактор)	Тепловой	Гелий	900–1000	Открытый	250–300
SFR (натриевый быстрый реактор)	Быстрый	Натрий	550	Закрытый	30–150 300–1500 1000–2000
SCWR (закритический водоохлаждаемый реактор)	Тепловой/быстрый	Вода	510–625	Открытый/закрытый	300–700 1000–1500
GFR (газоохлаждаемый быстрый реактор)	Быстрый	Гелий	850	Закрытый	1200
LFR (свинцовоох-	Быстрый	Свинец	480–800	Закрытый	20–180

лаждаемый быстрый реактор)					300–1200 600–1000
MSR (реактор на расплавленных солях)	Промежуточный	Расплавленные соли	700–800	Закрытый	1000

Выдвигаются следующие системные требования к крупномасштабной ядерной энергетике:

- аварийная устойчивость (отсутствие тяжелых аварий на энергоблоках и предприятиях топливного цикла со значимыми последствиями для населения);
- экономическая устойчивость (включая конкурентоспособность);
- ресурсная устойчивость (неограниченность топливных ресурсов);
- экологическая устойчивость (малоотходность);
- политическая нейтральность (возможность расширенного экспорта ядерно-энергетических установок и услуг топливного цикла с соблюдением требований по нераспространению ядерного оружия).

В России сооружается реактор БН-800 на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. На рис. 147 (вклейка 1) приведена картина строительства реактора БН-800, которое должно закончиться в 2014 г.

Основные направления развития технологии БН на базе БН-800 включают в себя следующие важные пункты:

- освоение технологии использования смешанного уран-плутониевого топлива;
- отработка элементов замкнутого топливного цикла (переработка ОЯТ, регенерация топлива, обращение с РАО).

Принцип последовательности освоения реакторной технологии быстрого реактора на примере натриевого теплоносителя в настоящее время осуществляется в 10 странах, разработавших 30 проектов, из которых 18 проектов реализовано в металле (таблица 6.11).

Таблица 6.11. Проекты быстрых реакторов с натриевым теплоносителем

Страны, установки Этапы освоения технологии	США	СССР	Фран- ция	Анг- лия	Гер- мания	Япо- ния	Индия	Китай
1. Экспериментальные установки малой мощно- сти (5–20 МВт т)	EBR-1 EBR-2	БР-5 БР-10	Rapso- die	DFR	KNK-I KNK- II			
2. Экспериментальные установки повышенной мощности (50–100 МВт т)		БОР- 60				JOYO	FBTR	CEFR
3. Опытнo- демонстрационные уста- новки (до 1000 МВт т)		БН- 350	Phenix	PFR	SNR- 300	Monju		
4. Опытнo промышлен- ные установки (600–1200 МВт т)		БН- 600	Super- phenix					

Прорабатываются различные схемно-компоновочные решения, среди них – интегральная компоновка ЯЭУ типа: ASTRID (Франция), БН-1200 (Россия) (вклейка 1, рис. 148).

На рис. 148 (вклейка 1) приведена схема энергоблока с реактором БН-1200 (Россия) (уровень освоенности технологии – готовность к коммерциализации).

Основные типовые инженерно-технические решения, принятые в техноло-
гии БН (таблица 6.12):

- многопетлевая схема с промежуточным натриевым контуром;
- паротурбинный цикл с давлением пара до 18 МПа и температурой пере-
грева до 530⁰С;
- интегральная компоновка первого натриевого контура;
- стержневой ТВЭЛ;
- шестигранная конструкция очехлованной ТВС;
- сочетание активных и пассивных устройств воздействия на реактивность,
аварийного расхолаживания, защиты парогенератора при контакте натрия
с водой и борьбы с натриевым пожаром.

Подобные решения реализуются в рамках интегральной компоновки ЯЭУ (вклейка 1, рис. 149).

Существует ряд проблем, например, проблема оптимизации конструкции парогенератора «натрий – вода». Или к примеру, в 18 реализованных проектах установок с быстрыми натриевыми реакторами нет однотипной конструкции парогенераторов.

Таблица 6.12. Параметры БН-1200

Наименование параметра	Величина
Тепловая мощность реактора, МВт	2800
Электрическая мощность энергоблока, МВт	1200
Состав основного оборудования: - реактор, тип; - турбина, тип; - генератор, тип	БН-1200 К-1200-130/3000 ТЗВ-1200-2УЗ
Параметры теплоносителя I контура, °С	410/550
Параметры теплоносителя II контура, °С	355/527
Параметры острого пара (на выходе из ПГ): - давление, МПа - температура, °С	14,0 510
Тип промперегрева пара	Паровой
Температура питательной воды, °С	240
Срок службы основного оборудования (незаменимого), лет	60
КПД АЭС (брутто), %	>42,0

§ 6.5. Реакторы на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем

Альтернативой натрию в качестве теплоносителя для реакторов на быстрых нейтронах является жидкий свинец. В отличие от натрия утечка свинца не сразу приводит к интенсивным реакциям с воздухом или водой. Высокая температура кипения свинца (1740°С) практически исключает образование паровых пузырей в активной зоне ядерного реактора и связанное с их образованием локальное повышение мощности из-за кипения, иногда возникающее в реакторе с натриевым теплоносителем. Недостатком свинцового теплоносителя является коррозия стали из-за контакта с ним, но этот процесс можно ограничить снижением парциального давления кислорода в свинце.

Реакторы со свинцовым теплоносителем серийно применяются в российских атомных подводных лодках. Программы INPRO и GIF-IV предлагают коммерческое использование подобных ядерных реакторов.

На рис. 6.9 представлена схема такого реактора. Активная зона реактора, расположенная во внутреннем корпусе, загружается оксидным уран-плутониевым ядерным топливом с 20-процентным содержанием плутония и охлаждается жидким свинцом с температурой 420°C (температура плавления свинца 327,6°C).

Активную зону предполагается поставлять в виде готовой тепловыделяющей сборки. Она устанавливается в нижней части внутреннего корпуса реактора высотой около 15 м и будет находиться в нем в течение всего срока службы (15–20 лет) без доступа к топливу во время эксплуатации. Выше отметки 7,5 м от нижней части активной зоны, опирающейся на основание с отверстиями (сифонами) для прохождения жидкого свинца, между внешним прочным корпусом и внутренним корпусом реактора расположен кольцевой теплообменник, передающий тепловую мощность активной зоны во второй контур (400 МВт). Температура свинца на входе в теплообменник 560 °C, перенос тепла осуществляется исключительно естественной конвекцией, что гарантирует высокую надежность системы. Большая масса свинца (более 2500 т) способствует медленному изменению температуры, что упрощает контроль за системой.

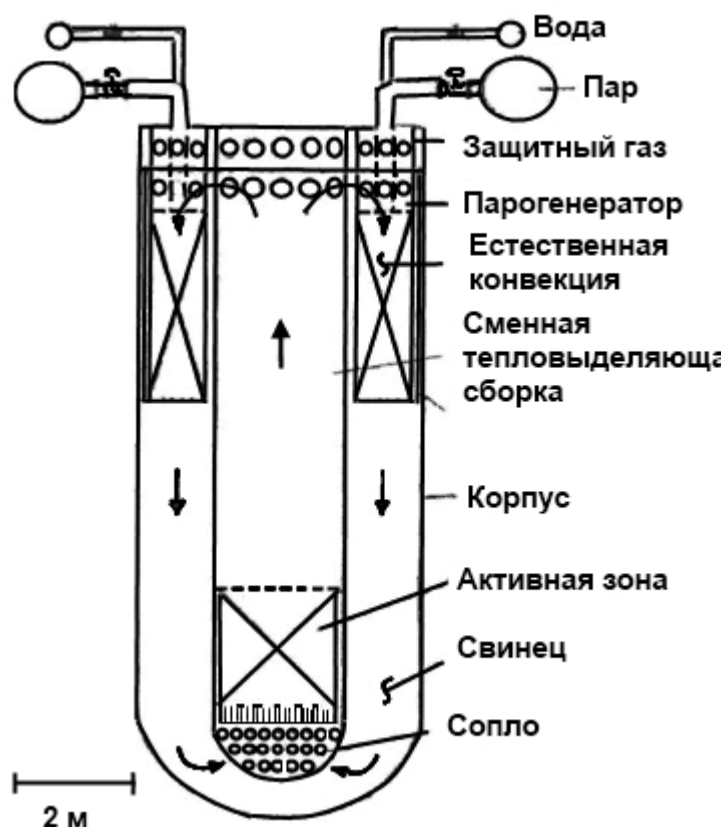


Рис. 6.9. Схема быстрого реактора со свинцовым теплоносителем STAR-LM

Отвод остаточного тепла в случае аварии осуществляется пассивно свободной циркуляцией воздуха с внешней стороны прочного корпуса.

Во втором контуре предполагается использовать в качестве рабочего тела газ CO_2 или воду. На рис. 6.10 представлена схема замкнутого газотурбинного цикла преобразования тепловой энергии нагретого газа CO_2 в механическую (турбина) и электрическую (генератор). Газ CO_2 нагревается в теплообменниках, погруженных в теплоноситель, при давлении 20 МПа до 560°C , а затем расширяется в трех- или четырехступенчатой мощностной турбине до давления 7,5 МПа.

Отработавший в турбине газ охлаждается в объемном рекуператоре и низкотемпературном охладителе, затем в двух компрессорах снова сжимается, подогревается в высокотемпературном рекуператоре и направляется в ядерный реактор для окончательного нагрева. Технической инновацией является компрессор низкого давления, который должен работать вблизи критических для CO_2 параметров. Первые расчеты циклов заявляют мощность 178 МВт (эл.) и к.п.д. 45%.

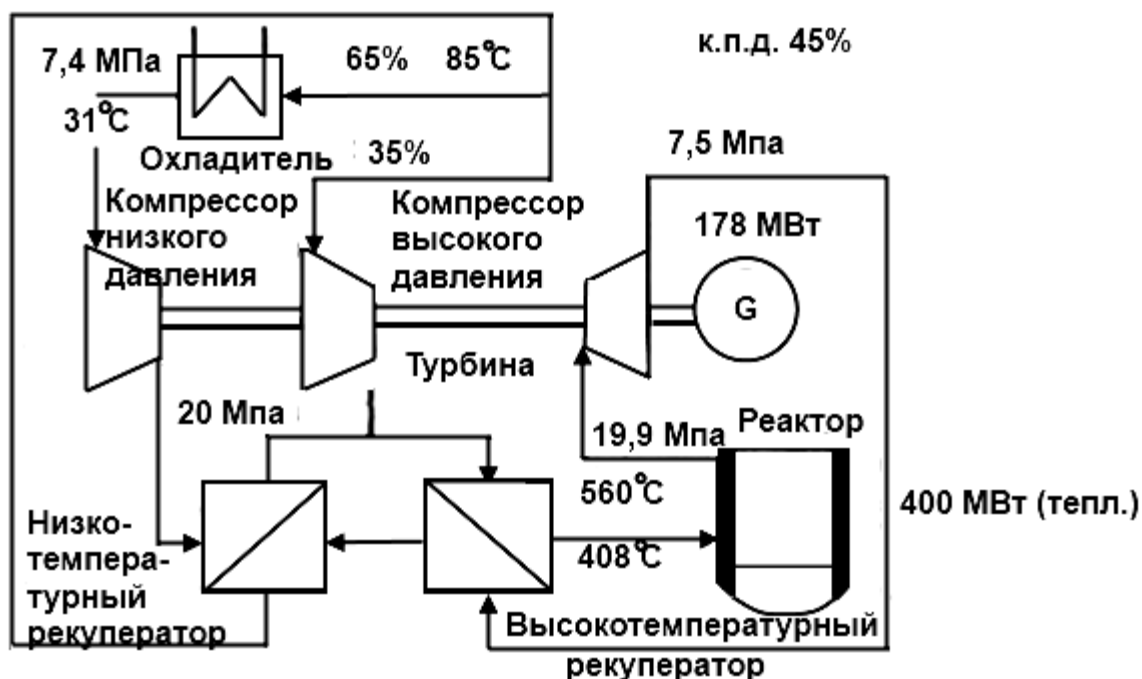


Рис. 6.10. Схема рекуперативного CO₂-цикла с промежуточным охлаждением для реактора со свинцовым теплоносителем

В качестве альтернативного процесса во втором контуре возможен также обычный высокоэффективный паровой цикл. Высокие температуры свежего пара (до 560 °C) лежат в основе нового сверхкритического парового процесса с высоким к.п.д. Можно ожидать, что такая АЭС с высоким уровнем выгорания ядерного топлива, высоким к.п.д., пониженной потребностью в обслуживании и меньшим количеством компонентов (меньшей стоимостью) будет высокоэффективной.

Быстрые реакторы с использованием тяжелых жидких металлов характеризуются общим уровнем малой степени освоенности для энергетического применения – характеристики пока декларированы. Основой таких реакторов является установка СВБР-100 с Pb-Bi теплоносителем и освоенной в России технологии применительно к реакторам атомных подводных лодок (АПЛ) (вклейка 1, рис. 150). Всего было построено 8 АПЛ с реакторными установками (РУ), охлаждаемыми свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ), из них 7 – АПЛ класса «Альфа» (по классификации НАТО).

За свои скоростные и маневренные качества эта АПЛ занесена в книгу рекордов Гиннеса. На базе этой технологии организациями «Росатома»: ГНЦ РФ-ФЭИ, ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», ФГУП «Атомэнергопроект» разраба-

тывается инновационный проект унифицированного реактора IV-поколения СВБР-100.

Компоновка РУ СВБР-100 отличается следующими особенностями (вклейка 1, рис. 151):

- Все оборудование первого контура размещено в корпусе моноблока реакторного (МБР).
- Гидравлические связи по СВТ между оборудованием первого контура сформированы корпусом МБР и элементами внутрикорпусных устройств без использования трубопроводов и арматуры (табл. 6.12).

Таблица 6.13. Основные технические характеристики РУ СВБР-100 (первая кампания, топливо UO_2)

Наименование параметра	Значение
Мощность РУ тепловая, МВт	280
Мощность РУ электрическая (брутто), МВт	106
Давление/температура генерируемого пара, МПа/ °C	9,5 / 400
Температура СВТ, вх/вых, °C	345 / 495
Топливо: тип загрузка по U, кг среднее обогащение по U-235, %	UO_2 9016 16,5
Интервал времени между перегрузками, лет	~ 8
Габариты МБР (диаметр/высота), м	4,53 / 7,55
Масса МБР без активной зоны и теплоносителя, т	270

Для создания энергоблока с реактором БРЕСТ-ОД-300 (Pb) в период 2001–2007 годов выполнены определенные НИОКР в обоснование технологии теплоносителя, работоспособности материалов активной зоны и контуров. Выполнены проектно-конструкторские работы с использованием новых технических решений (бесчехловые ТВС, приводы СУЗ с нижним подводом приводов, сверхкритические параметры пара и т.п.). В настоящее время идет осмысление принятых технических решений и постепенный возврат к обоснованным в БН конструкциям (табл. 6.14, вклейка 1, рис. 152).

Таблица 6.14. Основные характеристики установки БРЕСТ-ОД-300

Тепловая мощность, МВт	700
Электрическая мощность, МВт	300

Средняя температура теплоносителя 1 контура:	
на входе в активную зону, °C	420
на выходе из активной зоны, °C	540
Температура теплоносителя второго контура, вход/выход ПГ, °C:	340/505
Давление теплоносителя второго контура, МПа	17

В качестве кандидатных проработок свинцовоохлаждаемого быстрого реактора (LFR) (вклейка 1, рис. 153) в рамках Generation-IV предлагаются два варианта:

- Транспортабельный автономный реактор малой мощности (SSTAR);
- Европейская свинцовоохлаждаемая система (ELSY).

Таблица 6.15. Основные параметры LFR в рамках G-IV

Параметр	SSTAR	ELSY
Мощность, МВт (э)	19,8	600
Коэффициент воспроизводства	~1	~1
К.п.д., %	44	4,2
Теплоноситель первого контура	Свинец	Свинец
Форма циркуляции первого контура	Естественная	Принудительная
Температура первого контура (вход/выход, °C)	420/567	400/480
Топливо	нитрид	MOX (нитрид)
Материалы оболочки	Ферритно-мартенситная нержавеющая сталь с увеличенным содержанием Si	T91 (алюминизирована)
Температура оболочки, °C	650	550
Диаметр ТВЭЛа, мм	25	10,5
Активная зона (высота/диаметр), м	0,98/1,22	0,9/4,3
Рабочее тело	CO ₂ , закритические параметры 20,0 МПа, 552 °C	Паротурбинный цикл 18,0 МПа, 450 °C

Предполагаемая программа работ по LFR в рамках G-IV включает концептуальный проект ELSY 600 МВт (2012 г.), прототип (2020–2030 гг.) и наконец коммерческий LFR (2040 г.).

§ 6.6. Реактор на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем (GFR)

Основное внимание в международных проектах высокотемпературных ядерных реакторов уделяли использованию гелия в качестве теплоносителя, однако во всех эксплуатируемых коммерческих реакторах применяют углекислый газ CO_2 .

Начиная с 1980 г. число введенных в эксплуатацию газоохлаждаемых реакторов AGR возросло с четырех до 14, в них функционируют 100 газодувов в 14 корпусах, построенных из предварительно напряженного железобетона, прокачивая 200 тыс. тонн CO_2 /ч.

После 1990 г. общая выработка всех реакторов этого типа превысила 33% энергии, производимой ядерными установками, с коэффициентом использования установленной мощности (КИУМ) более 80%.

Температура газа на выходе ядерного реактора AGR, работающего на тепловых нейтронах, достигает 650°C , и для поддержания температуры графитового замедлителя на требуемом уровне используют сложную систему распределения потока теплоносителя по трактам реактора.

При разработке концепции ядерного реактора на быстрых нейтронах с углекислым газом CO_2 в качестве теплоносителя GFR (Gas-cooled Fast Reactor) были проведены технико-экономические и концептуальные оценки технологии газоохлаждаемого реактора на тепловых нейтронах с графитовым замедлителем AGR. Попытки использовать опыт разработки реакторов AGR для создания быстрого газоохлаждаемого реактора GFR привели к значительному увеличению капитальных затрат на строительство, кроме того, возникли проблемы обеспечения безопасности при падении давления газового теплоносителя.

Адаптация технологии AGR к разработке проекта газоохлаждаемого реактора на быстрых нейтронах основана на следующих предпосылках: в реакторе на быстрых нейтронах отсутствует замедлитель, что упрощает и удешевляет систему циркуляции теплоносителя; исключение графитового замедлителя снижает потребность в углекислом газе; реактор на быстрых нейтронах не требует замены топлива под нагрузкой, что упрощает его обслуживание.

Одной из задач конструирования GFR является разработка упрощенной системы прокачки теплоносителя газодувками через активную зону и парогенераторы установки. Принятая компоновка реактора GFR представлена на рис. 6.11, основные параметры приведены в таблице 6.15.

В проекте GFR предусмотрен переход от системы газового перегрева пара к системе перегрева по схеме пар-пар. Величина к.п.д. АЭС с реактором GFR оценивается в 36%, однако оптимизация системы позволит повысить это значение.

В 1998 г. компания NNC Ltd при сотрудничестве с BNFL (Великобритания), «Fuji Electric Co Ltd» (Япония) и рядом других энергетических японских компаний осуществили проектные оценки реактора GFR.



Рис. 6.11. Схема реактора GFR

Таблица 6.16. Основные параметры реакторов AGR и GFR

Параметр	AGR	GFR
Мощность реактора, МВт	1551	1650
Мощность турбины брутто, МВт (эл.)	660	660
Давление теплоносителя, МПа	4,35	4,35
Мощность газодувок, МВт	43	43
Число газодувок	8	8
Мощность газодувки, МВт	5,4	5,9
Тип парогенератора	Прямоточный	Прямоточный
Число парогенераторов *	12/8	12/8

Тепловая мощность парогенераторов, МВт	133/200	141/212
Способ перегрева пара	Газовый	Пар-пар
Температура газа на входе реактора, °С	300	246
Температура газа на выходе из реактора, °С	645	625

* Число парогенераторов зависит от конфигурации системы.

Этот реактор называли «форсированным реактором с газовым теплоносителем» (EGCR) (вклейка 1, рис. 154).

Проект этого реактора основан на концепции AGR, но его мощность в два раза превышает мощность реактора AGR.

Оценки показали, что более компактная активная зона EGCR и исключение секций перегрева пара (применяемых в AGR) позволит достичь большей мощности при использовании бетонного корпуса давления меньших габаритов. Как известно, бетонный корпус реактора AGR мощностью 660 МВт (э) имеет высоту 46 м, диаметр 32 м. У реактора EGCR мощностью 1400 МВт (э) при той же высоте корпуса внешний диаметр составляет 25 м.

Компактность активной зоны и более простая компоновка внутренних конструкций корпуса давления снижают стоимость сооружения АЭС с реактором EGCR и, по оценке, она может конкурировать со стоимостью строительства АЭС, имеющих реакторы с водой под давлением (LWR). Срок службы реактора – 60 лет. Единичный блок АЭС с реактором EGCR при мощности, вдвое превышающей мощность реактора AGR, и одинаковом числе парогенераторов и газодувов будет значительно превышать эффективность существующих ядерно-энергетических установок.

В проектах реакторов на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем предполагают использовать топливные стержни на основе оксидов урана и плутония PuO_2/UO_2 с оболочками из сплава «Nimonic PE16» в составе тепловыделяющих сборок со стальными разделительными перегородками. Оболочки топливных стержней должны иметь многоходовое спиральное оребрение, аналогичное используемому в реакторе AGR. В таблице 6.16 приведены характеристики активной зоны одного из ранних вариантов GFR. Для реактора GFR расчетное выго-

вание ядерного топлива составляет 100 МВт·сут/кг при пятилетней кампании топлива и КИУМ = 80%.

Таблица 6.17. Характеристики активной зоны реактора GFR

Тип топлива	PuO ₂ /UO ₂
Внешний диаметр ТВЭЛа, мм	9,8
Диаметр топливной таблетки, мм	9
Кажущаяся плотность активной зоны, % теорет.	85
Высота активной зоны, мм	1000
Высота бланкета, мм	1200
Высота свободного пространства над активной зоной, мм	750
Полная высота активной зоны, мм	2950
Число ТВЭЛов в ТВС	127
Макс. линейное тепловыделение, кВт/м	35,2
Макс. средняя температура оболочки ТВЭЛа, °С	675
Макс. температура газа на выходе из активной зоны, °С	560
Кампания топлива при КИУМ=75%, лет	4
Эквивалент ²³⁹ Pu/ГВт (эл.), тонн	9,4
Коэффициент накопления	0,46
Линейное время удвоения топлива, лет	27

На раннем этапе разработки реактора GFR его концепция отвечала традиционным задачам реакторов на быстрых нейтронах. Предполагалось, что после выгрузки из реактора отработавшее ядерное топливо и сырьевой уран с наработанным в нем плутонием и продуктами реакций деления и трансмутации будут переработаны с целью извлечения плутония, из части которого изготовят свежее ядерное топливо, а остаток отправится на хранение для обеспечения топливом новых быстрых реакторов.

В настоящее время такой сценарий использования реакторов на быстрых нейтронах считается маловероятным. В современных условиях актуальна задача развития реакторных технологий, исключающих производство избыточного плутония. Проекты новых ядерных реакторов должны обеспечивать баланс между образованием и выгоранием плутония при нулевом коэффициенте его воспроизводства, хотя возможность гибкого применения размножителя должна быть сохранена.

В реакторе GFR все изотопы плутония вносят положительный вклад в реактивность активной зоны. В реакторе на быстрых нейтронах возможно полное

рециклирование плутония, и для компенсации влияния выгорания топлива на реактивность необходимо вводить только обедненный уран.

В соответствии с разработкой мер, исключаящих возможность хищения плутония на стадии переработки топлива, был рассмотрен вариант топливного цикла, в котором отсутствует разделение урана и плутония. Установлено, что при соответствующем выборе характеристик тепловыделяющих сборок возможно высокое выгорание плутония (200 МВт·сут/кг) при условии сохранения реактивности активной зоны в течение более 20 лет.

Исследования показали, что реактор типа GFR можно использовать как для наработки топлива для новых реакторов, так и для уничтожения отходов ядерного топлива, при этом образующиеся собственные актиноиды в ядерном топливе незначительно влияют на нейтронно-физические характеристики. Возвращение редкоземельных элементов, образовавшихся в реакторе за кампанию топлива и выделенных из него химическим путем, в топливный цикл приводит практически к нулевому коэффициенту воспроизводства нового топлива при сохранении характеристик трансмутации.

На первом этапе эксплуатации реакторов GFR их задачей является уничтожение долгоживущих тяжелых элементов, образовавшихся в ядерном топливе легководных реакторов (LWR). Затем реакторы GFR могут быть использованы для уничтожения собственных накапливаемых радиоактивных материалов. Реактор GFR сохраняет возможность воспроизводства нового ядерного топлива на основе плутония, и при изменении ситуации в ядерной энергетике реактор может быть переведен в режим воспроизводства. После наработки достаточного количества топлива GFR можно снова эксплуатировать в режиме сжигания плутония. Общая стратегия развития ядерной энергетики на основе быстрых реакторов предусматривает возможность полного уничтожения запасов плутония.

Эффективность процессов контролируемого производства нового ядерного топлива, сжигания избытков плутония и трансмутации долгоживущих продуктов деления, включая младшие актиноиды, в реакторе GFR весьма высока за счет же-

сткого спектра нейтронов, а исключение жидкометаллического теплоносителя повышает безопасность реактора.

Газоохлаждаемый быстрый реактор (GFR) обладает рядом преимуществ. Реализация проекта реактора GFR позволит решить задачу полного использования уже добытой урановой руды, а также сократить накопление плутония и других тяжелых элементов, для хранения которых требуются дорогостоящие хранилища.

Привлекательность GFR состоит в возможности сочетания достоинств БР (работает в системе ЗЯТЦ) и VHTR (повышение к.п.д. и расширение сферы использования – промышленное применение, получение водорода)

В рамках программы Евроатом ведутся работы над экспериментальным реактором “ALLEGRO” (вклейка 1, рис. 155). Тепловая мощность – 80 МВт. Системы энергопреобразования отсутствуют (с целью упрощения конструкции).

Создание работоспособного топлива – одна из главных проблем GFR. Для реализации этой проблемы рассматриваются три возможных варианта с различным уровнем приоритета:

Приоритет	Тип топлива	Система энергопреобразования
Высокий	Керамические пластинчатые ТВЭЛы Керамический стержневой ТВЭЛ	Сверхкритический CO ₂ Смесь He/N ₂
Средний	Пластинчатый стальной ТВЭЛ (нитридное топливо)	Сверхкритический паротурбинный цикл
Низкий	Топливо в виде керамически спеченных шаров	Анализируется

§ 6.7. Высокотемпературные газоохлаждаемые ядерные реакторы VHTR

Высокотемпературные газоохлаждаемые ядерные реакторы VHTR позволяют получать тепло с температурой 1000°C и выше, что обеспечивает многообразное использование тепловой энергии этих реакторов для производства водо-

рода, высокоэффективной выработки электроэнергии, в металлургии, химии и т.д. Применение графита в качестве конструкционного материала активной зоны замедляет температурные изменения даже при авариях в связи с высокими значениями его коэффициентов теплопроводности и теплоемкости. К тому же графит не допускает расплавления активной зоны, поскольку точка его плавления превышает 3000°C. Газоохлаждаемые реакторы такой конструкции имеют высокий уровень пассивной безопасности. Исследования и разработку конструкций таких ядерных реакторов и развитие технологий применения ядерной тепловой энергии проводят в Германии, Японии, США, России, ЮАР, Китае.

Таблица 6.18. Технологические параметры высокотемпературной ЯЭУ

Параметр	Размерность	Значение
Топливо		MOX
Перспективное топливо		UN
Тепловая мощность	МВт	60...600
Температура натрия вход/ выход	°C	750/850
Средняя удельная энергонапряжённость	кВт/л	100–160
Максимальная температура оболочки ТВЭЛа	°C	950
Кампания активной зоны (КИУМ=0,8)	Эфф. суток лет	1600 5,5

Таблица 6.19. Газотурбинная часть высокотемпературной ЯЭУ

Параметр	Размерность	Значение
Электрическая мощность	МВт	30...300
Состав рабочего тела	вес. %	Ar – 95 He - 5
Давление газа в ГТУ max min	МПа	15 2,3
Температура газа на входе в турбину	°C	800
Температура газа на входе в компрессор	°C	25
к.п.д.	%	50

Основные направления НИОКР при разработке проекта ЯЭУ многоцелевого применения (таблица 6.19):

1. Исследование вопросов безопасности, связанных с двухконтурным исполнением.
2. Разработка и испытание радиационно стойких жаропрочных сплавов и сталей для активной зоны и элементов первого контура ЯЭУ.

3. Проведение дополнительных НИОКР в обоснование высокотемпературной натриевой технологии.
4. Обоснование безопасности пристанционных химико-технологических процессов.

Таблица 6.20. Этапы развития реакторных технологий

Этап	Задача	Направления реализации
Ближнесрочная перспектива (2010–2020)	Технологическая обработка элементов ЗТЦ	<u>Реакторные технологии:</u> 1. Сооружение БН-800. 2. Проект и сооружение экспериментального реактора (Рб). 3. Проект и сооружение головного энергоблока реактора СВБР. 4. Проект и сооружение головного энергоблока с реактором БН-1200 за счет одного из блоков ВВЭР-1200 по генеральной схеме размещения объектов электроэнергетики до 2020 года. Место – 5-ый блок Белоярской АЭС
Этап	Задача	Направления реализации
Среднесрочная перспектива (2021–2030)	Создание опытно-промышленной инфраструктуры ЗТЦ	<u>Реакторные технологии:</u> 1. Сооружение малой серии энергоблоков с использованием опыта сооружения и эксплуатация головного блока с реактором БН-1200. 2. Демонстрация характеристик реакторных установок с использованием тяжелого жидкого металла, получение эксплуатационного опыта. Определение основных направлений развития
Дальнесрочная перспектива (после 2030 года)	Промышленное внедрение ЗТЦ в атомную энергетику	Создание промышленной инфраструктуры атомной энергетики на основе быстрых и тепловых реакторов, работающих в ЗТЦ.

Зарубежные программы развития быстрых реакторов развиваются по разному в соответствии со степенью развития ядерной энергетики (таблица 6.20, 6.21)

Таблица 6.21. Страны с развитой ядерной энергетикой (ограниченный темп развития АЭ)

	2000	2100	2020	2030	2040	2050
Франция	Phenix (250 МВт. э)		ASTRID (500–600 МВт. э)		Full-scale Com(1,5 ГВт.э)	

Япония	JOYO (140 МВт т)				
	Monju (280 МВт. э)		JSFR (500–700 МВт. э)		Full-scale Com(1,5 ГВт.э)
Корея			Kalimer (600 МВт. э)		
				Full-scale Com(1,5 ГВт.э)	

Таблица 6.22. Страны с высоким темпом развития ядерной энергетики

	2000	2010	2020	2030	2040	2050	
Индия	FBTR (13 МВт. э)						Мощность АЭС в 2050 г. – 290 ГВт.э (240 ГВт. э – быст-рые)
			PFBR (500 МВт. э)				
				500 МВт. э. х 2			
				2023 г. 500 МВт. э. х 2			
				2027 г. Full-scal (1 ГВт. э)			
Китай			CEFR (20 МВт. э)				2050 год мощность АЭС 240–250 ГВт. э (200 ГВт. э – быст-рые)
				CDFR (800 МВт. э.х 2)			
					Full-scal (1–1,5 ГВт. э)		

Таким образом, можно констатировать:

1. На современном этапе развития атомной энергетики в ядерном сообществе сформировалось определенное мнение о необходимости перехода на новую технологическую платформу, основой которой является замкнутый топливный цикл с быстрым реактором.
2. Масштабы и время перехода на замкнутый топливный цикл в каждой из стран определяются балансом ядерного топлива и энергетическими потребностями. В странах с развитой атомной энергией и отсутствием потребности в ее быстром развитии (Франция, Япония, Корея, США) переход на коммерческое использование быстрых реакторов планируется ближе к середине столетия.
3. Для стран с развивающейся атомной энергетикой (Индия, Китай, Россия) внедрение замкнутого топливного цикла с быстрыми реакторами актуально уже сейчас.
4. К настоящему времени реально готова к коммерциализации только технология быстрых натриевых реакторов. Декларируется, что использова-

ние других теплоносителей (тяжелые жидкие металлы, газ, пар) может повысить безопасность и улучшить технико-экономические характеристики быстрых реакторов.

Однако только после получения положительных результатов НИОКР, сооружения экспериментальных и демонстрационных установок и успешной их эксплуатации можно будет говорить о появлении реальных альтернативных технологий.

§ 6.8. Модульный газоохлаждаемый ядерный реактор PBMR

В 2004 г. правительство ЮАР приняло решение разработать и вывести на рынок технологию ядерного модульного реактора с шаровыми ТВЭЛами и насыпной активной зоной PBMR, охлаждаемой гелием под давлением. Проект PBMR включал строительство демонстрационного ядерного реактора электрической мощностью 110 МВт в Коберге вблизи Кейптауна к 2010 г. и пилотного завода по производству ядерного топлива для него в Пелиндаба вблизи Претории. Первые коммерческие модульные ядерные реакторы, охлаждаемые гелием под давлением, планируют ввести в эксплуатацию в 2013 г. В 2004 г. в Пелиндаба закончено сооружение установки для исследования гелия в качестве теплоносителя. Это полноразмерная установка для проверки компонентов конструкций, работающих в гелиевом цикле реактора PBMR, обеспечивающая высокие давление и температуру.

Первоначально был разработан ядерный газоохлаждаемый реактор на тепловую мощность 268 МВт, который стал базой для дальнейшей разработки и усовершенствований. Этот опорный проект был переработан в кооперации с фирмой «Вестингауз» (США) и создана новая конструкция активной зоны из графита тепловой мощностью 400 МВт в корпусе давления реактора на 268 МВт (тепл.) без его изменения.

Реакторный блок тепловой мощностью 400 МВт состоит из корпуса давления и внутрикорпусных конструкций – корзины активной зоны, графитовых отражателей и блоков управления реактивностью. Корпус давления изготовлен из

кованой стали реакторного сорта, имеет диаметр 6,2 м и высоту 20,5 м при толщине стенки от 120 до 220 мм.

В корпусе реактора расположена стальная корзина активной зоны диаметром 5,8 м с толщиной стенки 50 мм. В активной зоне находятся графитовый отражатель и углеродный тепловой экран толщиной 0,9 м. Графитовый отражатель содержит 35 вертикальных каналов для блоков управления реактивностью. Японская фирма «Mitsubishi Heavy Industries» (МНИ) по контракту разрабатывает проект сборки стальной корзины активной зоны, поддерживающей внутриреакторные конструкции и графитовый отражатель.

Активная зона ядерного реактора RBMR состоит из шаровых тепловыделяющих топливных элементов (ТВЭЛов) и центральной колонны отражателя диаметром 1,75 м. Топливом ядерного реактора является обогащенный уран, заключенный в микросферы диаметром 1 мм, диспергированные в графитовые сферы диаметром 50 мм. Каждая микросфера имеет оболочку из четырех последовательных слоев различных материалов. Самый внутренний слой – пористый углерод, в котором удерживаются продукты деления, не создавая внутреннего давления. Следующий слой – пироуглерод, за которым следует слой карбида кремния (жаростойкий материал), и последний четвертый слой – из пироуглерода. Внешние три слоя являются физическим барьером для выхода продуктов деления. Такая конструкция топливной микросферы удерживает обогащенный уран и продукты его взаимодействия с нейтронами и обеспечивает высокую степень безопасности. Графитовая сфера с микроТВЭЛами диаметром 50 мм покрывается сверху слоем чистого графита толщиной 5 мм, предохраняющим микрочастицы ядерного топлива от истирания в процессе эксплуатации. Каждый шаровой ТВЭЛ диаметром 60 мм содержит 9 г урана с обогащением 8,1% ураном-235. Максимальная температура ядерного топлива 1130°C, проектное выгорание – 80 МВт·сут/кг. Подобный топливный элемент доказал свою надежность и работоспособность в течение 20 лет в немецких газоохлаждаемых реакторах AVR и THTR.

Активная зона ядерного реактора PBMR насыпного типа, заполняется шаровыми ТВЭЛами, загрузка и выгрузка которых производится в процессе работы без остановки реактора. Выгрузка отработавшего ядерного топлива производится у дна реакторного корпуса через отдельный желоб. Устройство разгрузки активной зоны определяет степень выгорания ядерного топлива. Топливо многократного использования возвращается в активную зону через девять равномерно распределенных труб заправки, проходящих вверх в пространстве между корзиной активной зоны и корпусом давления реактора. Отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) направляется в хранилище.

Общая компоновка систем реактора PBMR представлена на рис. 156, вклейка 1.

Преобразование тепловой энергии активной зоны реактора PBMR происходит по одноконтурной схеме Брайтона в газотурбинной установке, компоновка которой представлена на рис. 6.12, и рис. 157, вклейка 1. Газовый теплоноситель (гелий) передает тепловую энергию от активной зоны реактора непосредственно в систему преобразования тепловой энергии в механическую и электрическую, состоящую из газовой турбины, электрогенератора, компрессоров, газоохладителя и рекуператора.

Полный проект гелиевой турбогенераторной системы, включая испытания материалов, выполняет по контракту японская компания МНІ («Mitsubishi Heavy Industries»).

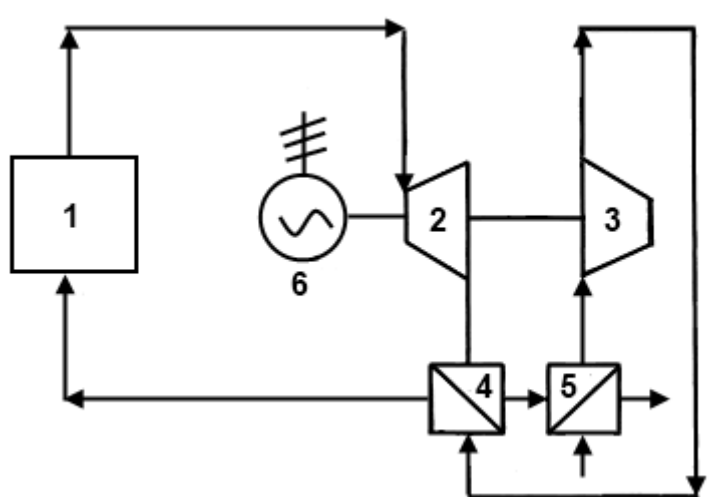


Рис. 6.12. Одноконтурная схема ядерно-энергетической установки с газовой турбиной: 1 – ядерный реактор, 2 – газовая турбина, 3 – компрессор (циркулятор), 4 – регенеративный теплообменник, 5 – конечной холодильный, 6 – электрогенератор

Температура гелия на входе в активную зону реактора PBMR – 500 °С, на выходе из реактора – 900 °С. Горячий теплоноситель, покидающий активную зону под давлением 9 МПа с расходом 185 кг/с, приводит в движение турбогенератор и два вертикальных компрессора. Прошедший турбину гелий направляется через рекуператор в холодильники и компрессоры и уже под давлением поступает в рекуператор, где он подогревается вышедшим из турбины горячим газом и возвращается в активную зону ядерного реактора.

Проектом реактора PBMR обеспечиваются внутренне присущая пассивная безопасность, модульное строительство АЭС, гибкие конфигурации вырабатываемой системой продукции, создавая конкурентоспособную экономику в диапазоне средних мощностей ядерно-энергетических установок 300–700 МВт (э). Система, состоящая из газоохлаждаемого высокотемпературного ядерного реактора PBMR и газотурбинной установки, является современной коммерческой ядерно-энергетической установкой, параметры и характеристики которой удовлетворяют требованиям, предъявляемым к реакторам четвертого поколения. Эта установка пригодна для проекта «АЭС следующего поколения» NGNP (Next Generation Nuclear Plant) в качестве источника тепловой энергии для установки по производству водорода и для иных производственных процессов, в которых тепло используется совместно с другими видами энергии.

В настоящее время создание высокотемпературного газоохлаждаемого реактора PBMR является самой большой коммерческой программой, находящейся в стадии реализации.

§ 6.9. Пассивный тяжеловодный ядерный реактор AHWR

В рамках международной программы по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам INPRO в ряд перспективных реакторов следующего поколения был включен усовершенствованный ядерный тяжеловодный реактор

АНWR электрической мощностью 300 МВт (700 МВт (тепл.)), ориентированный на реализацию ториевого топливного цикла.

Ядерный реактор АНWR спроектирован Индийским атомным центром BARC (Bhabha Atomic Research Centre), его строительство предполагалось начать в 2006 г. При разработке проекта ядерного реактора АНWR корпусного типа был использован опыт эксплуатации существующих реакторов PHWR.

Программа развития ядерной энергетики Индии направлена на обеспечение энергетической независимости страны с использованием собственных энергетических ресурсов и особенно тория.

В основе программы развития ядерной энергетики Индии лежит замкнутый топливный цикл. Реализация программы начинается со строительства тяжеловодных ядерных реакторов типа PHWR с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем под давлением (первый этап программы). Вторым этапом программы предусматривается строительство реакторов на быстрых нейтронах (воспроизводящих новое топливо – бридеров), дальнейшее развитие существующих предприятий по переработке отработавшего ядерного топлива и заводов по изготовлению ядерного топлива на основе плутония. На третьем этапе программы предполагается реализовать топливный цикл $^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U}$ и использовать делящийся уран-233, полученный из тория-232, в тяжеловодных и быстрых ядерных реакторах в качестве ядерного топлива. Разработанная программа использования тория в топливном цикле атомной энергетики Индии включает строительство усовершенствованного тяжеловодного ядерного реактора АНWR.

Использование тяжелой воды D_2O в высокотемпературной системе под большим давлением связано с дополнительными затратами на усиление герметизации всех уплотнений и клапанов, усложнение систем восполнения утечек и повышение качества тяжелой воды, минимизацию облучения персонала газообразным радиоактивным тритием, возникающим при взаимодействии нейтронов с дейтерием тяжелой воды, имеющим низкое значение предельно допустимой концентрации ПДК в воздухе. Поэтому в ядерном реакторе АНWR в качестве теплоно-

сителя применяется кипящая легкая вода H_2O под давлением. Основные проектные параметры ядерного реактора АНWR представлены в таблице 6.23.

Реактор АНWR представляет собой вертикально расположенную систему каналов-труб, проходящих через реакторный бак, заполненный замедлителем нейтронов – тяжелой водой.

Такая система называется «каландром». Трубы каландра находятся в оболочке из аморфного углерода, который, как и тяжелая вода, является замедлителем нейтронов, возникающих при делении ядер топлива. Легкая вода втекает в напорную трубу топливного канала при температуре $270^{\circ}C$, охлаждает расположенные в ней тепловыделяющие сборки с ядерным топливом PuO_2/ThO_2 и вытекает в отводные трубы при температуре $285^{\circ}C$.

Напорная топливная труба (топливный канал), через которую протекает теплоноситель, изолирована от холодного замедлителя кольцевым пространством между напорной топливной трубой и трубой каландра. Посредством мониторинга газа в этом зазоре периодически контролируют утечки воды из напорной трубы или трубы каландра.

Конструкция ТВС с ядерным топливом позволяет перегружать их без остановки ядерного реактора. Используют ТВС двух типов: большая часть каналов загружается ТВС с двадцатью стержневыми ТВЭЛами из PuO_2/ThO_2 , остальные каналы загружаются ТВС с 34 стержневыми ТВЭЛами из $ThO_2/^{235}UO_2$.

Реактивностью активной зоны управляют перегрузкой топлива, заменяя истощенное (выгоревшее) ядерное топливо свежим; стержнями регулирования из карбида бора B_4C , который поглощает нейтроны; изменением уровня замедлителя по отношению к уровню отражателя в каландре ядерного реактора.

Таблица 6.23. Основные проектные параметры реактора АНWR

Мощность реактора, МВт (тепл.)	750
Конфигурация активной зоны	Вертикальные каналные трубы
Кластер топлива: 52 стержня	$(Th-Pu)O_2$: 20 стержней $(Th-^{233}U)O_2$: 32 стержня
Активная длина топливного стержня, мм	3500
Линейное тепловыделение топлива, Вт/см	350
Выгорание топлива, МВт·сут/кг	20
Замедлитель	Тяжелая вода и аморфный углерод
Материал отражателя	Тяжелая вода

Толщина отражателя, мм:	
в радиальном направлении	300
в максимальном направлении	600–750
Теплоноситель	Кипящая легкая вода (естественная циркуляция)
Полный расход теплоносителя через активную зону, кг/с	2576
Температура на входе в активную зону, °С	271
Температура питательной воды, °С	165
Среднее массовое паросодержание, %	14
Паропроизводство, кг/с	362
Давление пара, МПа	7
Температура пара, °С	285
Высота петли РНТ для поддержания естественной циркуляции, м	39
Диаметр каландра, мм	8600
Высота каландра, мм	5000
Число каналов	>400
Шаг топливной решетки, мм	294, квадратная решетка
Основная система остановки	36 стержней с В ₄ С
Вспомогательная система остановки	Раствор пентабората лития через 32 трубы
Число регулировочных стержней	4
Число управляющих стержней	4

Теплота активной зоны снимается естественной циркуляцией, основанной на разной плотности холодной и горячей воды в системе теплоносителя, нужный расход теплоносителя достигается расположением барабана-сепаратора пара на подходящей высоте (~ 39 м) (рис. 6.13).

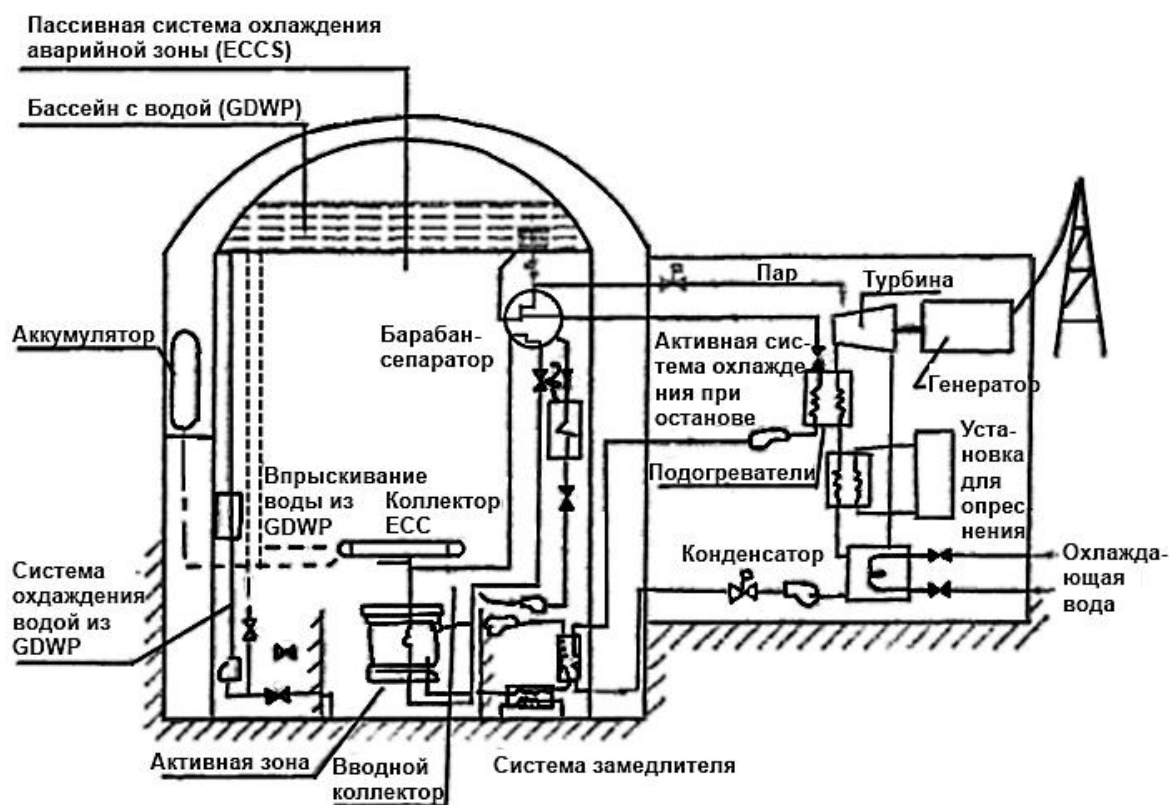


Рис. 6.13. Схема ядерного реактора AHWR

Пароводяная смесь из каждого канала активной зоны покидает напорные трубы с паросодержанием 14%, поднимается через отводные трубы диаметром 125 мм в четыре барабана-сепаратора, в которых большая площадь поверхности раздела вода-пар обеспечивает естественную сепарацию пара без применения механических сепараторов. Пар под давлением 7 МПа подается в турбину через две трубы диаметром 400 мм каждая. Отработанный в турбине пар конденсируется, очищается, подогревается и закачивается при температуре 165 °С обратно в барабан-сепаратор.

Физическая концепция ядерного реактора AHWR направлена на максимальное использование основанного на тории ядерного топлива при слегка отрицательном температурном коэффициенте реактивности. Это достигается за счет применения в ТВС стержневых ТВЭЛов с разным ядерным топливом и гетерогенного замедлителя нейтронов из аморфного углерода.

Известно, что для производства урана-233 из тория-232 реакторы с графитовым замедлителем нейтронов более пригодны, чем легководные LWR или тяже-

ловодные HWR (рис. 6.14). Это объясняется тем, что в графите нейтроны в процессе замедления находятся более длительное время в надтепловой области энергий (20–70 эВ), где торий-232 имеет несколько резонансов реакции радиационного захвата (n, γ) с большими сечениями.

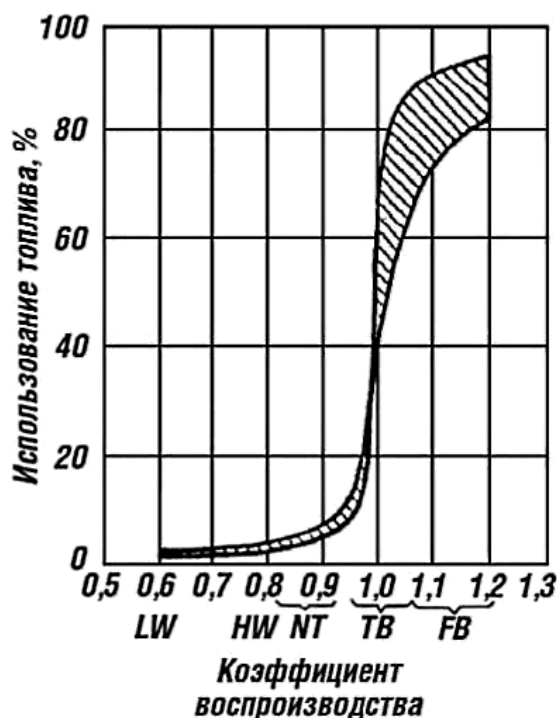


Рис. 6.14. Коэффициенты воспроизводства и эффективность использования топлива: LW — водо-водяной реактор; HW — тяжеловодный реактор; HT — высокотемпературный реактор; ТВ — реактор-размножитель на тепловых нейтронах; FB — реактор-размножитель на быстрых нейтронах; потери при переработке 1%, концентрация делящегося материала 0,7–2%, за исключением FB (10–20%)

§ 6.10. Жидкосолевые ядерные реакторы

Жидкосолевой ядерный реактор MSR (Molten Salt Reactor) представляет собой один из многообещающих высокотемпературных типов ядерных реакторов для генерации электроэнергии и в перспективе для производства водорода.

Этот ядерный реактор может использоваться также для сжигания плутония и других трансурановых элементов, возникающих в отработавшем ядерном топливе современных ядерных реакторов. Последнее обстоятельство очень важно, потому что стратегия обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) пред-

ставляет собой одну из серьезных проблем, которую необходимо решить для будущего устойчивого развития ядерной энергетики.

Жидкосолевой ядерный реактор обычно характеризуется как неклассический тип ядерного реактора из-за специфического характера его ядерного топлива, которое представляет собой жидкость, состоящую из смеси солей фторидов, циркулирующую через активную зону и теплообменник. Делящиеся материалы (уран или трансурановые элементы) растворяются в этом жидкосолевом носителе, который одновременно является теплоносителем (теплопередающим агентом).

Типовое ядерное топливо жидкосолевого ядерного реактора, работающего в режиме уничтожения высокорadioтоксичных элементов отработавшего ядерного топлива, представляет собой смесь фторидов плутония и других трансурановых элементов (Np, Am, Cm, обычно называемых младшими актиноидами (МА)), растворенных в солевой композиции из фторидов элементов, не поглощающих нейтроны.

Другой весьма многообещающий режим работы жидкосолевого ядерного реактора основан на реализации торий-уранового топливного цикла $^{232}\text{Th} \rightarrow ^{233}\text{U}$, который характеризуется меньшей концентрацией долгоживущих радиоактивных продуктов в ядерных топливных отходах по сравнению с уран-плутониевым топливным циклом $^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$, непрерывно протекающим ядерным процессом в современных ядерных реакторах. В этом режиме жидкосолевой MSR работает как реактор – наработчик собственного делящегося материала урана-233 из сырьевого материала тория-232. Основные преимущества MSR заключаются в том, что этот реактор должен быть непосредственно связан в одну линию (on-line) с переработкой циркулирующего через его активную зону жидкого ядерного топлива (жидкой соли). Очистка солевого ядерного топлива от шлаков – продуктов ядерной реакции деления – необходима в течение длительной непрерывной работы, чтобы поддерживать ядерный реактор в рабочем состоянии (состоянии критичности). Схема жидкосолевого ядерного реактора представлена на рис. 158, вклейка 1.

Очистка позволяет убрать из солевой топливной смеси типичные поглотители нейтронов, такие как ксенон, криптон, лантаноиды и другие элементы, а также продукты выгорания и трансмутации плутония и младших актиноидов. Проблемы технологии переработки жидких расплавленных трансурановых солей, циркулирующих через активную зону ядерного реактора, и находящегося в переработке жидкосолевого топлива должны быть успешно решены еще до развернутого использования MSR в будущем.

История развития технологии ядерного реактора MSR на расплавленных солях началась в конце 1940-х годов исследованиями возможности использования ядерных реакторов с жидким топливом на основе солей фторидов в Ок-риджской национальной лаборатории (ORNL, США). Позже, в 1950-х годах, в ORNL была завершена милитаристски ориентированная программа ANP (Aircraft Nuclear Propulsion Program) исследования таких ядерных реакторов. Первый макет небольшого ядерного реактора на расплавленной соли был реализован в 1953 г., а в 1954 г. был запущен первый реальный MSR мощностью 2,5 МВт, который успешно продемонстрировал эту технологию. Циркулирующее топливо реактора MSR представляло собой жидкую смесь $\text{NaF-ZrF}_4\text{-UF}_4$ (молярный состав 53-41-6), которая охлаждалась газообразным гелием во втором контуре. Энерговыработка реактора достигла 100 МВт·ч, максимальная температура циркулирующего жидкосолевого топлива составляла 882°C. В конце 1950-х годов мотивация использования ядерных реакторов MSR в военных целях была утрачена. Тем не менее, основываясь на многообещающих результатах, полученных при реализации программы ANP, развитие этой технологии было последовательно ориентировано на мирное использование. Работы продолжались по программе «Molten Salt Reactor Experiment» (MSRE) в 60-е годы XX века и «Molten Salt Breeder Reactor» (MSBR) – в конце 1960-х и в начале 1970-х годов.

Основной целью программ была демонстрация надежности работы ядерного реактора на расплаве солевого ядерного топлива. В рамках программы MSRE был реализован экспериментальный ядерный реактор на расплавленной соли, который проработал с 1965 по 1969 г. Вначале ядерное топливо входило в со-

став солевой смеси ${}^7\text{LiF}\text{-BeF}_2\text{-ZrF}_4\text{-UF}_4$, а теплоносителем второго контура служила смесь $\text{LiF}\text{-BeF}_2$. В 1968 г. первоначально загруженный в солевую топливную смесь фторидов уран-235 был извлечен и заменен ураном-233. Состав носителя топливной соли был изменен, и новая топливная смесь состояла из ${}^7\text{LiF}\text{-BeF}_2\text{-UF}_4$. Причиной использования в топливной смеси изотопа ${}^7\text{Li}$ заключалась в необходимости исключить генерацию радиоактивного газообразного трития нейтронами из изотопа ${}^6\text{Li}$. Замедлителем в реакторе был графит, структурным материалом – никелевый сплав INOR-8 (позже названный «Hastelloy-N»), теплоносителем во втором контуре была эвтектика $\text{LiF}\text{-BeF}_2$. Мощность реактора MSRE составляла около 8 МВт, рабочая температура $\sim 600\text{ }^\circ\text{C}$ (вклейка 1, рис. 159).

Основой ядерного производства энергии до сих пор остается уран-235, единственный в природе делящийся элемент. Существуют две другие возможности для производства ядерной энергии – использование сырьевых элементов урана-238 и тория-232 (рис. 6.15).

После захвата нейтрона ядрами урана-238 и тория-232 и двух последовательных β -распадов образующихся при этом радиоактивных короткоживущих элементов возникают делящиеся ядра плутония-239 и урана-233, которые могут использоваться в качестве топлива в ядерных реакторах. Чтобы захват нейтронов происходил с достаточной скоростью, необходимо разместить сырьевой элемент в реакторе с количеством делящегося материала, требуемым для начала цепной ядерной реакции деления. Ядерный реактор будет наработчиком (бридером) вторичного ядерного топлива, если он в состоянии создать количество новых делящихся ядер, равное количеству делящихся ядер топлива, исчезнувших при захвате или делении (или превышающее его). Если ν – количество нейтронов, испускаемых при делении одного ядра топлива, а α – отношение поперечного сечения реакции захвата нейтрона к поперечному сечению реакции деления, то количество нейтронов N_b , которые могут быть использованы для наработки ядер вторичного топлива с учетом поддержания цепной реакции деления, будет равно $N_b = \nu - 2(1 + \alpha)$.

Эта величина зависит от энергии захваченного нейтрона, и такая зависимость для урана-233 и плутония-239 представлена на рис. 6.48. Если количество свободных нейтронов больше нуля, то воспроизводство нового делящегося материала возможно для цикла воспроизводства торий-уран-233.

Рис. 6.15. Схема превращений актиноидов в ториевом и урановом топливном циклах

Другой важной особенностью торий-уранового цикла является более низкий уровень образования актиноидов, которые осуществляют основной вклад в долговременную радиотоксичность отработавшего ядерного топлива реакторов деления.

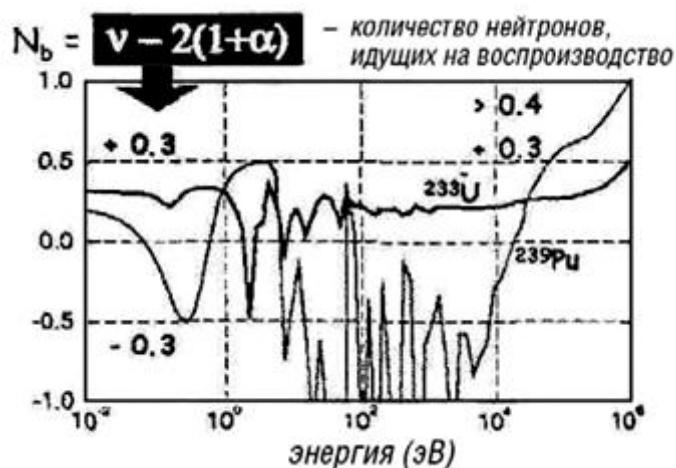


Рис. 6.16. Зависимость N_b от энергии захваченного нейтрона для урана-233 и плутония-239

Рис. 6.16 свидетельствует, что необходимо пять последовательных захватов нейтронов в случае урана-233, чтобы возник легчайший из младших актиноидов – нептуний-237, в то время как плутоний-239 образуется из урана-238 при захвате одного нейтрона. Радиотоксичность, определяющая степень риска различных топливных циклов, представлена как функция времени на рис. 6.17, который отчетливо иллюстрирует преимущества ториевого цикла.

Эти зависимости необходимо сравнить с величиной радиотоксичности природного урана, требуемой для производства электрической энергии в 1 ГВт·год, равной $5 \cdot 10^5$ Зв. Радиотоксичность отработавшего топлива легководного ядерного реактора с водой под давлением PWR, сохраняемого без переработки, соответствует верхней кривой; она достигает уровня радиотоксичности $5 \cdot 10^5$ Зв только через 10^7 лет. В ядерных реакторах на быстрых нейтронах при уран-плутониевом цикле величина образовавшейся радиотоксичности ОЯТ уменьшается на порядок (средняя кривая). Еще на порядок меньше радиотоксичность ОЯТ для ториевого цикла в ядерном реакторе на расплаве солей MSR

(нижняя кривая). Радиотоксичность продуктов реакции деления FR одинакова для любого топливного цикла и представлена пунктиром. В ториевом цикле количество свободных нейтронов производства вторичного топлива мало ($N_b=0,3$), поэтому очень важно минимизировать возможные потери нейтронов. Некоторые продукты реакции деления очень сильно поглощают нейтроны и их необходимо удалять из активной зоны реактора в процессе его работы, и это одна из причин, почему торий-урановый топливный цикл связывается с реакторами на расплаве солей в качестве топливной смеси MSR с самого начала их развития.

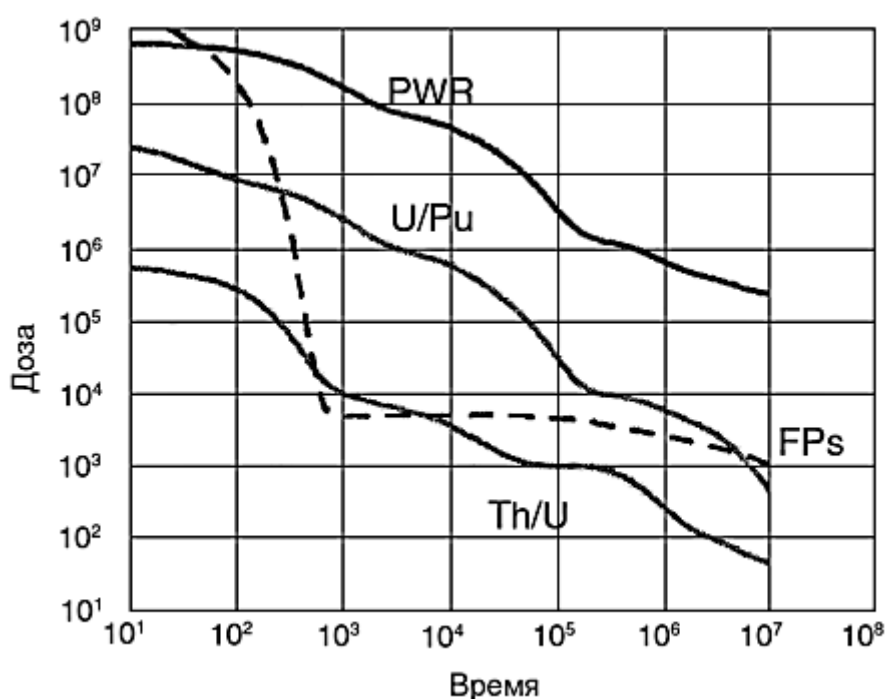


Рис. 6.17. Зависимость радиотоксичности ОЯТ различных топливных циклов от времени

§ 6.11. Ядерные реакторы для малой энергетики

Удаленные и труднодоступные районы мира лишены источников энерго-снабжения, невозможно их надежное и экономически приемлемое снабжение углеводородным топливом и отсутствует перспектива передачи энергии по высоковольтным линиям из крупных региональных сетей. Поэтому уделяется особое внимание ядерным реакторам малой мощности (~ 150 МВт), которые могут быть доставлены в эти районы для производства электроэнергии, технологического и бытового тепла, жидкого моторного топлива и пресной воды. После дос-

тавки потребителю, установки и пуска работа ядерного реактора осуществляется без перегрузки топлива в течение 10–15 лет в автоматическом или управляемом режиме. По окончании эксплуатации ядерный реактор заменяется новым, а отработавший реактор поступает на переработку во внутреннюю структуру ядерного топливного цикла. АЭС малой мощности могут удовлетворить потребности населенных пунктов или промышленных предприятий путем установки нескольких блоков. Срок строительства АЭС при полном заводском изготовлении не превышает 3–4 лет.

Безопасность этих ядерно-энергетических установок обеспечивается за счет самозащищенности на основе заложенной при проектировании присущей безопасности, которая исключает причины возникновения аварий с помощью обратных связей между процессами внутри ядерного реактора, определяемыми физическими законами, а не посредством приборов и органов регулирования реактивности. Такими ядерно-энергетическими установками являются реакторы с ядерным топливом на основе топливных микросфер и жидкосолевым теплоносителем (расплав солей).

Комбинация графитовых ТВЭЛов с диспергированными в графит топливными микросферами, жидкосолевого теплоносителя первого контура на основе фторидов лития, натрия, бериллия, циркония и газотурбинной установки с электрогенератором во втором контуре отвечает целевым задачам ядерно-энергетической установки для удаленных, труднодоступных и безводных районов. Концептуальные проекты и технические разработки таких ядерных реакторов и энергетических блоков выполнены в Японии, Франции, России, США и Китае (табл. 6.24).

Разработка реакторов с жидкосолевыми теплоносителями ведется в двух направлениях: реакторы с жидким циркулирующим солевым ядерным топливом (аналогичные MSRE) и реакторы с бестопливным солевым теплоносителем и шаровыми ТВЭЛами. Основные теплофизические свойства двух наиболее известных бестопливных солевых теплоносителей представлены в таблице 6.25.

Таблица 6.24. Технические параметры экспериментальных ядерных реакторов для малой энергетики

Проект	Тепловая мощность, МВт	Теплоноситель, молярная доля, %, конструкционный материал	Температура $T_{вх} / T_{вых}, ^\circ\text{C}$
Первый контур			
ARE (США)	2,5	53NaF-41,2ZrF ₄ -5,8UF ₄ Инконель (78 Ni-15Cr-7Fe)	655/860
MSRE (США)	8	66LiF-29BeF ₂ -5ZrF ₄ -0,2UF ₄ Хастеллой-N(66Ni-17Mo-7Cr)	632/654
MSBR (США)	2250	71,7LiF-16BeF ₂ -12ThE ₄ -0,3UF ₄ , Хастеллой-NM (70Ni-12Mo-7Cr-2Ti)	566/705
FUJI II (Япония)	300	71,7LiF-16BeF ₂ -12ThE ₄ -0,3UF ₄ Хастеллой-NM	566/705
ССДР (Франция)	2000	71,7LiF-16BeF ₂ -12ThE ₄ -0,3UF ₄ Хастеллой-NM	550/700
Гомогенный жидкосолевой реактор для АСПТ (Россия)	2000	69LiF-30BeF ₂ -1ThE ₄ -0,1UF ₄ XH80MTЮ	600/750
Высокотемпературный расплавно-солевой реактор (Россия)	300	66LiF-34BeF ₂ XH80MTЮ	600/750
VSGR (КНР)	2250	57NaF-43BeF ₂ Хастеллой-NM	566/705
Второй контур			
ARE (США)	2,5	Гелий	
MSRE (США)	8	66LiF34BeF ₂ Хастеллой-N	546/579
MSRE (США)	2250	8NaF-92NaBF ₄ Хастеллой-NM	455/621
FUJI II (Япония)	300	8NaF-92NaBF ₄ Хастеллой-NM	455/621
ССДР (Франция)	2000	Свинец Храмеско-3 (основа FI-2,2Cr-1Mo)	350/550
Гомогенный жидкосолевой реактор для АСПТ (Россия)	2000	8NaF-92NaBF ₄ XH80MTЮ	500/650
Высокотемпературный расплавно-солевой реактор (Россия)	300	Воздух	
MSGR (КНР)	2250	8NaF-92NaBF ₄	454/621
Третий контур			
Гомогенный жидко-солевой реактор для АСПТ (Россия)	2000	NaNO ₂ -NaNO ₃ -KNO ₃ , LiCl-LiOH $T_{ж} \leq 500^\circ\text{C}$	

Жидкосолевые теплоносители на основе LiF, NaF, BeF₂ обладают высокой химической и радиационной стойкостью. В расплавленном состоянии эти теплоносители прозрачны, их теплопроводность и коэффициент теплоотдачи соль-стенка практически такие же, как у воды. В ядерных реакторах на тепловых нейтронах пустотный и плотностной коэффициенты реактивности по соли имеют отрицательные значения, что гарантирует естественную безопасность реактора.

Графитовые ТВЭЛы с топливными микросферами устанавливаются в активной зоне ядерного реактора в виде блоков призматической или цилиндрической формы (вклейка 1, рис. 160).

Обратная связь температура – гидравлическое сопротивление течению теплоносителя гарантирует циркуляцию соли в активной зоне ядерного реактора и охлаждение ТВЭЛов. Нейтронно-физические параметры жидкосолевых теплоносителей позволяют эффективно использовать их в качестве замедлителей и отражателей нейтронов.

Для шаровых ТВЭЛов используется свободная или упорядоченная засыпка в активную зону ядерного реактора. Шаровые ТВЭЛы с топливными микросферами могут иметь разную структуру, разный диаметр и разное обогащение ядерного топлива. Это облегчает формирование активной зоны ядерного реактора из холостых и поглощающих нейтронов топливных шаровых ТВЭЛов с их оптимальным распределением по объему.

Таблица 6.25. Параметры бестопливных солевых теплоносителей

Элементный состав	NaF-BeF ₂	LiF-BeF ₂
Молярный состав, доля, %	57–43 — эвтектика	48–52 — эвтектика
Температура плавления, °С	360	350
Удельная теплоемкость, Дж/(кг·К)	2172	2720
Теплопроводность, Вт/(м·К)	1,00	1,19
Плотность, кг/м ³	2270–0,37T	2220–0,4T
Динамическая вязкость, Н·с·м ⁻²	$3,46 \cdot 10^{-5} \cdot \exp(5164/T)$	$1,89 \cdot 10^{-5} \cdot \exp(61744/T)$
Давление насыщенных паров, Па	< 133,3 при <800°С <130·10 ³ при 1300°С	$\lg P_{\text{нп}} = 9,44 - 10130/T$

Средняя плотность ТВЭЛа ~1,7 г/см³ немного меньше плотности жидкосолевого теплоносителя при рабочей температуре. Структура топливной микросферы включает наружное покрытие из изотропного пироуглерода, промежуточный слой из карбида кремния, внутренний слой из пироуглерода, внутренний буферный слой из пористого пироуглерода и топливный сердечник из диоксида урана UO₂.

Оболочка топливной микросферы является основным барьером, препятствующим выходу продуктов деления из ядерного топлива. Гарантированная дли-

тельная работоспособность таких ТВЭЛов сохраняется до температуры 1250°C при флюенсе нейтронов $2,2 \cdot 10^{21} \text{см}^{-2}$ ($E_H > 0,18 \text{ МэВ}$) и 10^{22}см^{-2} ($E_H \geq 50 \text{ кэВ}$) и глубине выгорания топлива не менее 100 ГВт·сут/т. Графитовые элементы реактора, пропитанные компонентами жидкосолевого теплоносителя, не горят на воздухе.

Совокупность физических и технических параметров ядерного реактора обеспечивает эксплуатацию предельно безопасной, высокоэффективной и высокоэкономичной автономной ядерно-энергетической установки для безводных и труднодоступных районов с газотурбинной установкой, работающей по открытому воздушному циклу с забором воздуха из атмосферы в качестве рабочего тела.

Расчетно-конструкторские исследования термодинамических циклов с различными схемами использования газотурбинной установки показали, что к.п.д. энергетического блока изменяется от 31 до 52% в зависимости от температуры воздуха на входе в компрессор при нагреве воздуха в теплообменниках ядерного реактора до 700°C.

Для самой простой схемы (рис. 6.18) с одним компрессором (степень сжатия воздуха $\Pi_K=4$), турбиной и регенератором воздух/воздух к.п.д. энергетического блока возрастает с 31 до 46% при уменьшении входной температуры воздуха с +50°C до -50°C (при входной температуре воздуха 0°C к.п.д.=38,3%).

При использовании промежуточных охладителей воздуха, подаваемого в компрессор, к.п.д. блока возрастает до 52%.

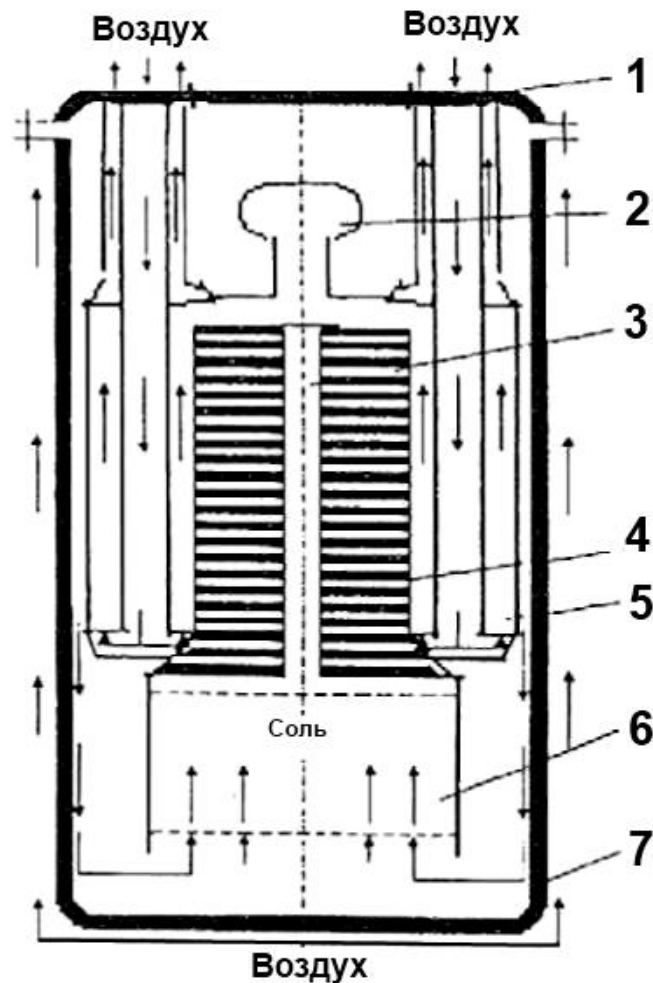


Рис. 6.18. Схема ядерно-энергетической установки с газовой (воздушной) турбиной и одним компрессором: 1 – теплообменники ядерного реактора соль-воздух; 2 – турбина; 3 – регенеративный теплообменник воздух – воздух; 4 – компрессор; 5 – забор воздуха из атмосферы; 6 – электрогенератор

На рис. 6.19 представлена схема жидко-солевого ядерного реактора МАРС (Россия) тепловой мощностью 17 МВт (6 МВт (э)). Контур естественной циркуляции жидко-солевого теплоносителя включает активную зону, заполненную шаровыми ТВЭЛами (топливными и холостыми), боковые и торцевые отражатели, теплообменники соль-воздух. Материалом отражателей является циркулирующий жидкосолевой теплоноситель. Корпус ядерного реактора охлаждается снаружи естественной циркуляцией воздуха. На крышке реактора расположены входные и выходные воздушные трубопроводы и приводы стержней СУЗ для запуска и останова блока.

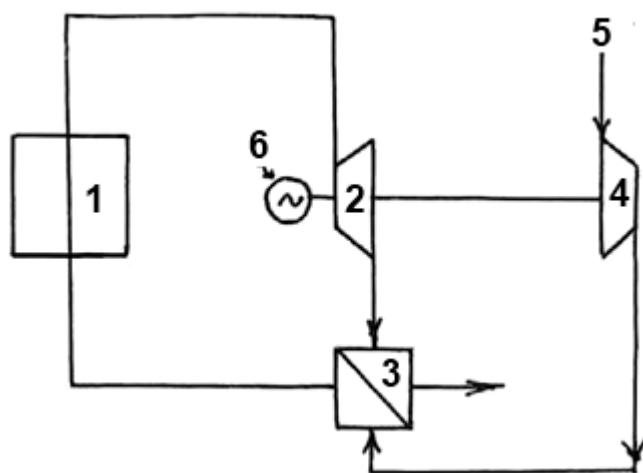


Рис. 6.19. Принципиальная схема реактора MAPC: 1 – корпус реактора; 2 – активная зона; 3 – теплообменники соль-воздух; 4 – вытеснитель; 5 – подъемный участок; 6 – компенсационный бак; 7 – крышка реактора

В таблице 6.26 приведены основные параметры ядерного реактора MAPC с естественной циркуляцией солевого теплоносителя LiF-BeF_2 , дополненного газотурбинной установкой с простым открытым воздушным циклом для непрерывной работы в течение 60 лет (вариант 1) и 15 лет (вариант 2) без остановки на перегрузку топлива.

Строительство атомных станций малой мощности включает в себя, например, плавучий энергоблок с реакторными установками КЛТ-40С (вклейка 1, рис. 161).

Параметры энергоблока следующие: установленная электрическая мощность – $2 \times 35 \text{ МВт}$; установленная тепловая мощность – $2 \times 25 \text{ МВт}$; максимальная электрическая мощность – $2 \times 38,5 \text{ МВт}$; теплоноситель – легкая вода.

Таблица 6.26. Основные параметры жидкосолевого ядерного реактора MAPC: вариант 1 – кампания топлива 60 лет; вариант 2 – кампания топлива 15 лет

Параметры	Вариант 1	Вариант 2
Тепловая мощность, МВт	16	
К.п.д. при $T_{\text{вх}}=0^\circ\text{C}$, %	37	
Диаметр/высота активной зоны, м	3/3	

Средняя плотность энерговыделения, МВт/м ³	0,75	
Температура теплоносителя на выходе/входе, °С	750/550	
Расход теплоносителя, кг/с	29,4	
Высота тягового участка, м	5	
Общая высота контура циркуляции, м	8,8	
Толщина отражателя, м	0,4	
Число постоянно работающих теплообменников	3	
Полное число теплообменников (с учетом резервирования)	21	6
Диаметр/высота теплообменника, м	0,5/4,6	
Загрузка ядерного топлива на один шар, г	31,58	7,9
Максимальная температура топлива, °С	1200	
Обогащение топлива по урану-235, %	10	
Глубина выгорания ядерного топлива, ГВт·сут/т	98	
Флюенс быстрых нейтронов ($E > 0,18$ СэВ), 10^{21} см ⁻² на ТВЭЛ/на корпус	1/0,33	
Число стержней СУЗ	12	
Диаметр стержня СУЗ, см	7,2	
К.п.д. турбины, %	92	
К.п.д. компрессора, %	88	
Степень сжатия воздуха в компрессоре	6	
Температура воздуха перед турбиной, °С	700	
Коэффициент восстановления давления по контуру воздуха	0,9	
Температура воздуха после регенератора, °С	232	
Степень регенерации	0,85	
Масса реакторного блока, т	171	132
Масса ГТУ с электрогенератором, т	26,4	
Диаметр/высота реакторного блока, м	4/10	

§ 6.12. Новое ядерное топливо

Продление кампании топлива и увеличение его выгорания в ядерных реакторах АЭС привлекают огромное внимание в мире. Это открывает возможность получения в перспективе длительного ресурса активной зоны реактора, при котором кампания топлива будет сравнима со временем жизни реактора. Высокое выгорание ядерного топлива особенно важно для уменьшения накопления плутония (он сгорает с увеличением времени облучения), при этом используется уран с низким обогащением по урану-235, его заменяет образующийся в активной зоне плутоний-239. Работа ядерного реактора на всех предусмотренных режимах от выхода его на мощность до остановки на перегрузку топлива определяется запасом реактивности, который расходуется в процесс эксплуатации. Экономичность и безопасность эксплуатации ядерного реактора зависят от способа компенсации запаса реактивности загрузки его активной зоны. С этой целью в реакторах ВВЭР-1000, наряду с растворенным в воде первого контура бором, используются стержни выгорающих поглотителей (СВП), которыми частично замещают

ТВЭЛы в топливной решетке свежих ТВС, или их размещают в каналах, предусмотренных в ТВС для поглощающих элементов системы управления и защиты (СУЗ).

При использовании СВП в зависимости от типа поглотителя и способа его размещения в активной зоне реактора кривая энерговыработки может иметь положительный или отрицательный выбег реактивности ρ (рис. 6.20). В случаях 1 и 3 необходимо иметь дополнительный компенсатор реактивности КР (подвижный или жидкий), чтобы компенсировать положительный выбег. В случаях 2 и 4 нужен дополнительный запас реактивности $\rho_{\text{зап}}$, скомпенсированный в начале кампании компенсатором реактивности.

Компенсация избыточной реактивности с помощью СВП преследует цель обеспечить отрицательную обратную связь по температуре теплоносителя, т.е. получить саморегулируемость. Изменением количества стержней СВП и концентрации в них поглотителя нейтронов можно решать задачи управления топливным циклом. Опыт эксплуатации серийных реакторов ВВЭР-1000 показал, что при существующей в них системе компенсации реактивности невозможно значительно увеличить энерговыработку реактора и перейти на 18- и 24-месячный межперегрузочный интервал топлива.

Блокированные СВП ухудшают экономичность топливного цикла за счет дополнительных затрат на изготовление, транспортировку и хранение после облучения; необходимости повысить обогащение топлива при замещении части ТВЭЛов в ТВС (при этом увеличивается линейная тепловая нагрузка ТВЭЛов); неполного выгорания поглотителя, приводящего к потерям энерговыработки реактора.



Рис. 6.20. Варианты кривых энерговыработки: 1 – скорость выгорания поглотителя больше скорости выгорания топлива в начале кампании (однородное расположение СВП); 2 – скорость выгорания поглотителя замедлена (блокированное расположение СВП); 3 – комбинированное расположение СВП; 4 – без стержней выгорающих поглотителей (СВП); 5 – скорость уменьшения реактивности из-за выгорания и шлакования топлива равна скорости увеличения реактивности из-за выгорания поглотителя (идеальный вариант)

Урановое топливо с интегрированным поглотителем. Эти недостатки частично исчезают при использовании поглотителя нейтронов, интегрированного в топливо ядерного реактора. За рубежом накоплен успешный опыт применения в PWR уран-гадолиниевого топлива $(U, Gd)O_2$ и уранового топлива, покрытого тонкой пленкой ZrB_2 . При использовании топлива с интегрированным в него поглотителем нейтронов исчезают ограничения на месторасположение ТВС в активной зоне, что дает возможность использовать традиционные и уменьшающие радиальную утечку нейтронов компоновки топливных загрузок. Кроме того, топливная таблетка изготавливается без центрального отверстия, что приводит к увеличению топливной загрузки на 12%, обогащение топлива снижается до ~3,6% (ранее оно составляло 4,4%). Выигрыш в уровне выгорания топлива и энерговыработке реактора за кампанию при содержании 5% Gd_2O_3 в UO_2 составляет 6%, что обусловлено уменьшением радиальной утечки нейтронов и более полным использованием поглотителя. Компенсирующая способность интегрированного поглотителя увеличивается более чем вдвое, что способствует улучшению динамических свойств реактора, так как отрицательная обратная связь по температуре теплоносителя обеспечивается во всем интервале измене-

ния мощности реактора – от минимально контролируемого уровня до номинального.

Увеличение концентрации Gd_2O_3 в урановом таблетированном топливе до 7% позволяет перейти на 12-месячную продолжительность цикла облучения, ядерное урановое топливо с добавкой 9 мас.% Gd_2O_3 позволяет увеличить продолжительность цикла до 16 месяцев и повысить коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) блока на 26 и 57% соответственно. При этом снижается на 20% среднесуточное накопление шлаков в топливе.

При сопоставлении характеристик топливных загрузок с интегрированными в UO_2 топливо поглотителями Gd_2O_3 и ZrB_2 обнаружено, что при прочих равных параметрах в активной зоне с топливом UO_2+ZrB_2 наблюдается больший по модулю температурный коэффициент реактивности. Причиной этого является различие энергетических зависимостей сечений поглощения нейтронов: у бора эта зависимость более протяженная. Данное свойство диборида циркония особенно важно при повышении энергоемкости активной зоны и может стать определяющим для топливных загрузок, рассчитанных на более чем годовую эксплуатацию (18 мес.).

Необходимо отметить, что на 75% АЭС США с реакторами PWR используются урановое топливо с интегрированным поглотителем Gd_2O_3 или ZrB_2 и схема его загрузки в активную зону с низкой утечкой нейтронов. Освоены и стали традиционными 18-месячные топливные циклы, исследуются и внедряются 24-месячные циклы. Приведенные выше технические решения повышают эффективность использования топлива и экономичность АЭС (КИУМ=90%), улучшают безопасность реакторов с водой под давлением, во всех эксплуатационных ситуациях сохраняется отрицательная обратная связь по температуре теплоносителя.

Разработка топлива для ядерных реакторов определяется экономическими и техническими факторами. Поле исследований делится на две составляющие с разными векторами целевых устремлений. С одной стороны, действия производителей топлива направлены главным образом на улучшение надежности и эксплуатационных качеств, максимизацию выхода энергии и минимизацию топ-

ливных затрат. С другой – главными приоритетами в работе исследовательских институтов являются долгосрочные цели, такие как выжигание плутония и малых актинидов (МА), снижение радиотоксичности, улучшение свойств, предотвращающих распространение ядерных материалов, и др. В настоящее время такие концепции топлива для легководных реакторов (ЛВР) разрабатываются.

Ториевое топливо. В прошлом было несколько попыток разработать ториевое топливо как альтернативу урановому. Целью было заменить ядерное топливное сырье ^{238}U на ^{232}Th , генерирующий при нейтронном захвате делящийся ^{233}U . Изотоп ^{235}U или плутоний нужны в начальной стадии топливного цикла в качестве делящегося драйвера, а затем свой вклад в производство энергии начинает вносить ^{233}U , полученный при нейтронном облучении ^{232}Th . Ранние работы в этой области имели целью увеличение наработки нового топлива в ЛВР, так как деление ^{233}U характеризуется более высоким значением коэффициента η (среднее число нейтронов деления на поглощенный топливом нейтрон), чем деление ^{235}U , что означает наличие большего числа свободных нейтронов для воспроизводства ядерного топлива. В ториевом цикле производится очень мало плутония и других трансуранов, что уменьшает радиотоксичность отработавшего топлива. Некоторые исследования ториевого топлива в прошлом включали переработку и выделение ^{233}U с последующим его использованием в свежих сборках. Однако переработка ториевого топлива не является доказанной технологией, а изготовление сборок с ^{233}U осложняется присутствием ^{232}U и связанного с ним сильного гамма-излучения. Кроме того, выделение ^{233}U противоречило бы идее нераспространения (^{233}U может быть использован для создания ядерного оружия), и поэтому новейшие разработки сконцентрированы на однократном топливном цикле с потреблением ^{233}U по мере его генерации. Основной недостаток такой концепции связан с медленными темпами конверсии исходного ториевого сырья в ^{233}U .

Для решения этой проблемы предложена система, в которой топливная сборка разбивается на запальную область, содержащую стержни UO_2 с обогащением до 20%, и окружающий запальную область узел blankets со стержнями ThO_2/UO_2 , в которых происходит конверсия сырьевого материала в ^{233}U . Разделе-

ние запальной области и бланкета позволяет заменять их компоненты с различными интервалами времени – суммарное время для запальной области соответствует скорости выгорания ^{235}U , в то время как узел бланкета имеет более продолжительное время службы, соответствующее темпам захвата нейтронов. Механическая конструкция конфигурации запал/бланкет совместима с существующими сборками PWR, а направляющие каналы стержней СУЗ – с существующими активными зонами. Топливные элементы в запальной области, содержащие UO_2 среднего обогащения, можно, в принципе, заменить топливными элементами с MOX-топливом PuO_2/UO_2 . Поэтому проект может быть использован и для выжигания плутония, который из-за малого количества ^{238}U генерирует меньше свежего плутония, чем обычные MOX-сборки, а это позволяет получить более высокий коэффициент уничтожения плутония.

Топливо с инертной матрицей (IMF). Замена UO_2 инертной матрицей дает возможность избежать воспроизводящего захвата нейтронов изотопом ^{238}U и образования плутония и актиноидов. Переход на плутониевое топливо с безурановой (инертной) матрицей (Inert Matrix Fuel (IMF)) позволяет повысить выгорание плутония в 2–2,5 раза по сравнению со смешанным уран-плутониевым MOX-топливом. Основным преимуществом IMF является более полное выгорание делящихся изотопов. Разработаны лабораторные технологии изготовления топливных таблеток гомогенного и гетерогенного типа из порошков и микросфер. В качестве материалов матрицы в основном используют оксидные керамики, реже – карбидные и нитридные (ZrO_2 , MgAl_2O_4 , CeO_2 , BeO , SiC , Y_2O_3), а также смеси керамик (керкеры), например $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-Zr}_{1-x}\text{-Y}_x\text{O}_{2-x/2}\text{-MgO}$, или смеси керамик с металлами (керметы) вида $\text{M-Zr}_{1-x}\text{-Y}_x\text{O}_{2-x/2}$, где М-Мо, Cr, Zr. Разработкой и исследованием свойств ядерного топлива с инертной матрицей занимаются во Франции, Германии, Италии, Канаде, Нидерландах, Норвегии, США, Южной Корее и Японии.

Однако использование топлива с инертной матрицей (IMF) сопровождается снижением температурного коэффициента (эффект Доплера). ^{238}U дает наибольший вклад в резонансный захват, а следовательно, и в доплеровскую обратную связь. Только механизм Доплера обеспечивает коэффициент обратной связи, ко-

торый гарантированно отрицателен во всех состояниях активной зоны, и поэтому адекватный коэффициент обратной связи по Доплеру очень важен для безопасности. Одним из способов решения проблемы является добавление к топливу резонансного поглотителя (например, эрбия), который частично заменяет ^{238}U и обеспечивает нужное значение коэффициента Доплера.

Главная трудность на пути применения топлива с инертной матрицей в ЛВР состоит в необходимости продемонстрировать удовлетворительное поведение материалов при облучении, а для этого требуется 10 или более лет. Поэтому в краткосрочной перспективе у топлива с инертной матрицей нет реальных шансов проникнуть на рынок реакторов ЛВР.

Уран-плутониевое МОХ-топливо. Основную массу МОХ-сборки составляет UO_2 , захват нейтрона ^{238}U происходит с тем же темпом, как и в сборке UO_2 . Это означает, что общая скорость уничтожения ^{239}Pu весьма невелика. Керамические материалы должны быть совместимыми с PuO_2 , устойчивыми к высоким температурам и облучению, а также сочетаемыми со сплавами циркония и теплоносителем.

При облучении МОХ-сборок изотопное качество плутония ухудшается. Если рециклировать плутоний и использовать его во втором, а затем в третьем поколении МОХ-сборок и т.д., то начальное содержание плутония в каждом новом поколении будет превышать начальное содержание плутония в предыдущем поколении. В этой терминологии МОХ-сборка первого поколения содержит плутоний, полученный при переработке сборок UO_2 , в то время как термин «второе поколение» относится к сборкам, сделанным из плутония, рециклированного из первого поколения МОХ-сборок. Начальная концентрация плутония приближается к предельно приемлемым уровням уже для второго поколения, и дальнейшее рециклирование становится непрактичным. Проект MIX был задуман СЕА (Франция) как средство преодоления этой трудности. Конструкция MIX-сборки в механическом отношении идентична стандартным UO_2 -и МОХ-сборкам. Рециклирование плутония происходит при низких концентрациях, причем в качестве разбавителя используется обогащенный UO_2 , который обеспечивает основное количество деля-

щейся массы. Так как ^{235}U является доминирующим делящимся материалом, ядерные свойства сборки существенно совпадают со свойствами обычной UO_2 -сборки. Присутствующий в малой концентрации плутоний оказывает относительно слабое влияние на ядерное поведение сборки в целом, и при этом не важен процесс деградации изотопного состава плутония при многократном рециклировании.

В рамках реализации идеи многократного рециклирования в СЕА был разработан также проект плутониевой сборки CORAIL, где центральные топливные элементы содержат таблетки обогащенного оксидного уранового топлива, а внешние – таблетки MOX-топлива. Как и в проекте MIX, нейтронные свойства сборки в большой степени определяются стержнями с UO_2 , но сборка менее чувствительна к изотопному составу плутония, так что возможно неопределенно многократное рециклирование.

Усовершенствованная плутониевая сборка – еще один разработанный СЕА подход к утилизации излишков плутония. Здесь также в одной сборке используются стержни с обогащенным UO_2 и плутонием. Однако в то время, как стержни из UO_2 вполне традиционны, плутоний содержится в инертной матрице. Стержни с инертной матрицей занимают четыре обычных топливные ячейки и имеют кольцевую геометрию с доступом теплоносителя к внутренней поверхности. Плутониевые стержни находятся в местах с более высокой степенью замедления, что обеспечивает повышенное сжигание плутония.

Вклейка 1

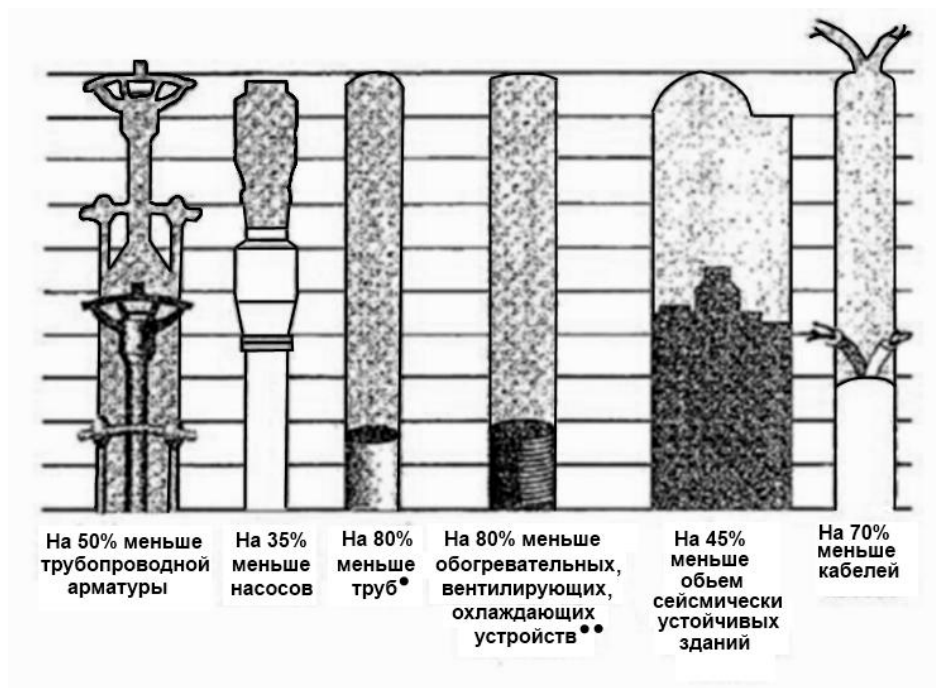


Рис. 128. Уменьшение числа компонентов в усовершенствованных пассивных реакторах:

* – не существенные для безопасности насосы,

** – существенные для безопасности устройства

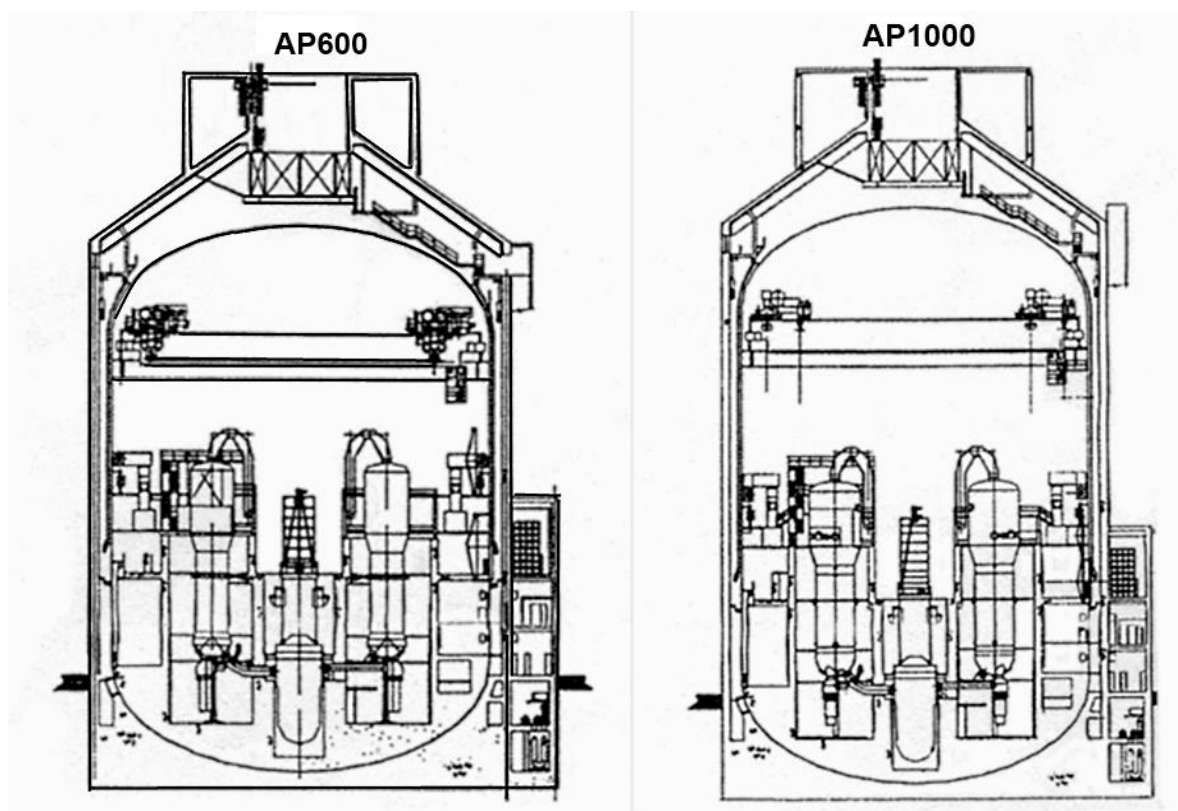


Рис. 129. Компоновка AP-600 и AP-1000

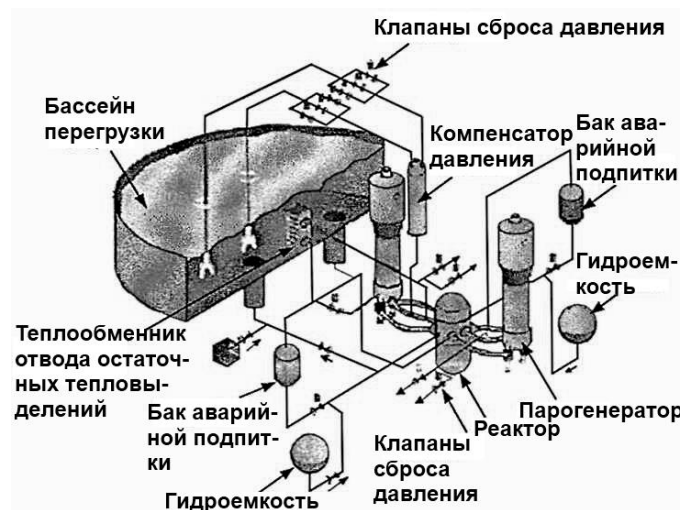


Рис. 130. Пассивные системы безопасности AP-1000

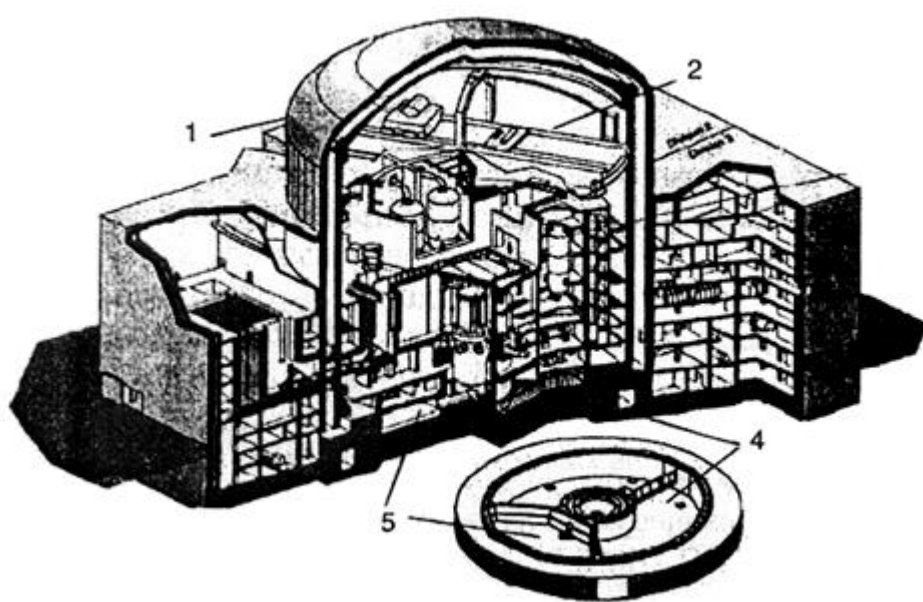


Рис. 131. Схематическое изображение энергоблока с реактором EPR: 1 – оболочка, рассчитанная на сопротивление водородному взрыву; 2 – система аварийного охлаждения контеймента; 3 – устройство сброса давления после аварии с расплавлением АЗ; 4 – внутренний бассейн выдержки топлива; 5 – ловушка кориума и защита цоколя

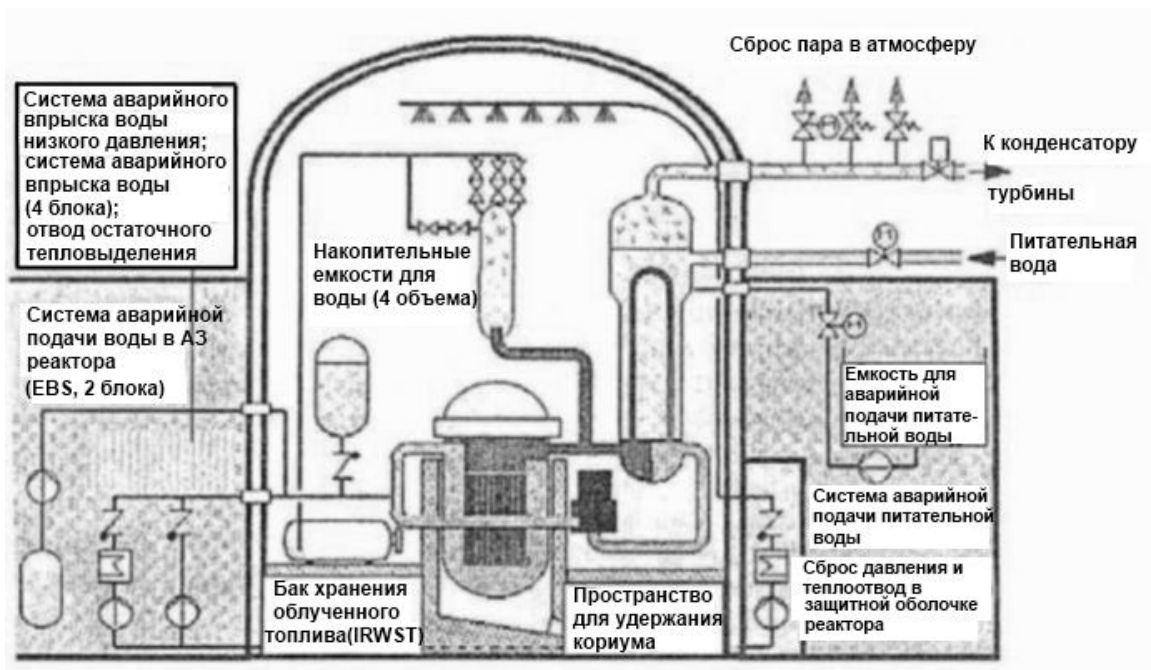


Рис. 132. Системы безопасности реактора EPR

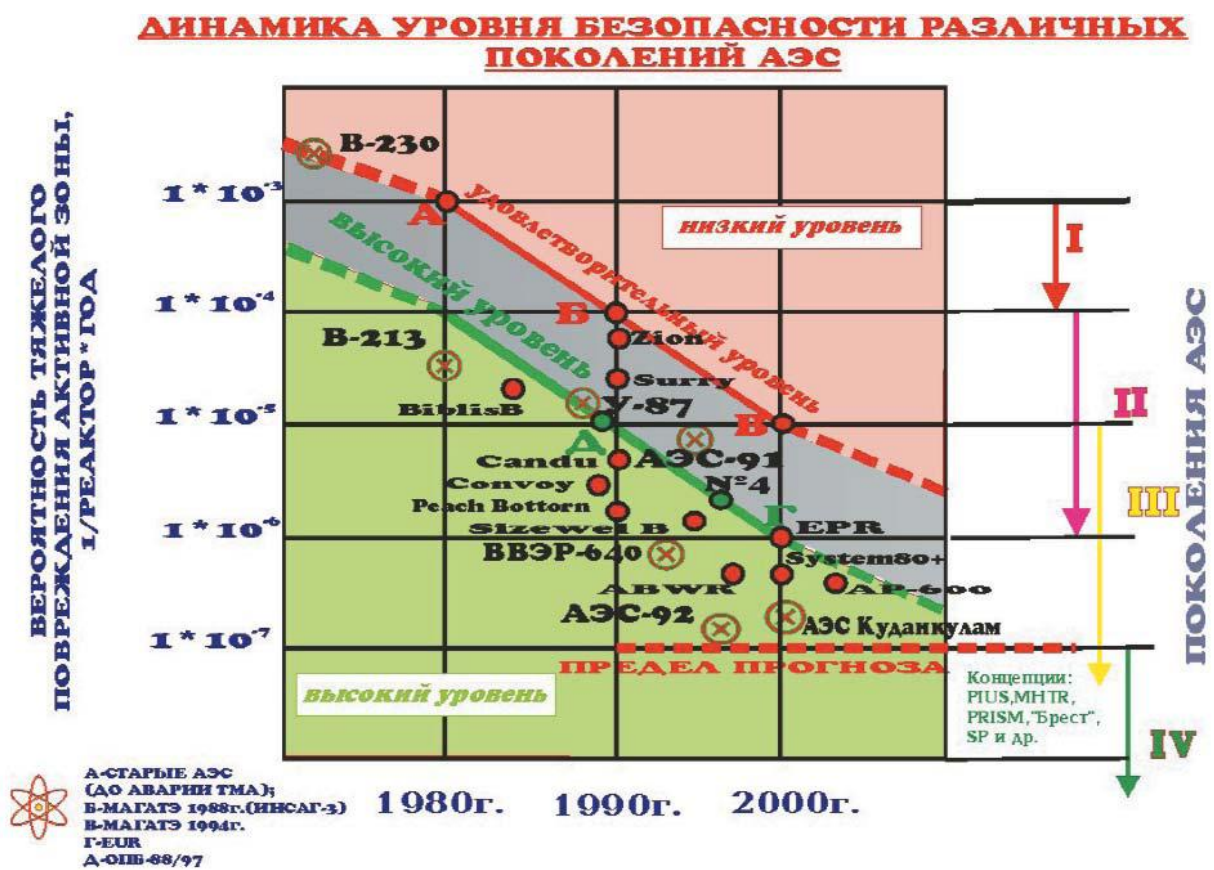


Рис. 133. Эволюция проектов с реакторами типа ВВЭР

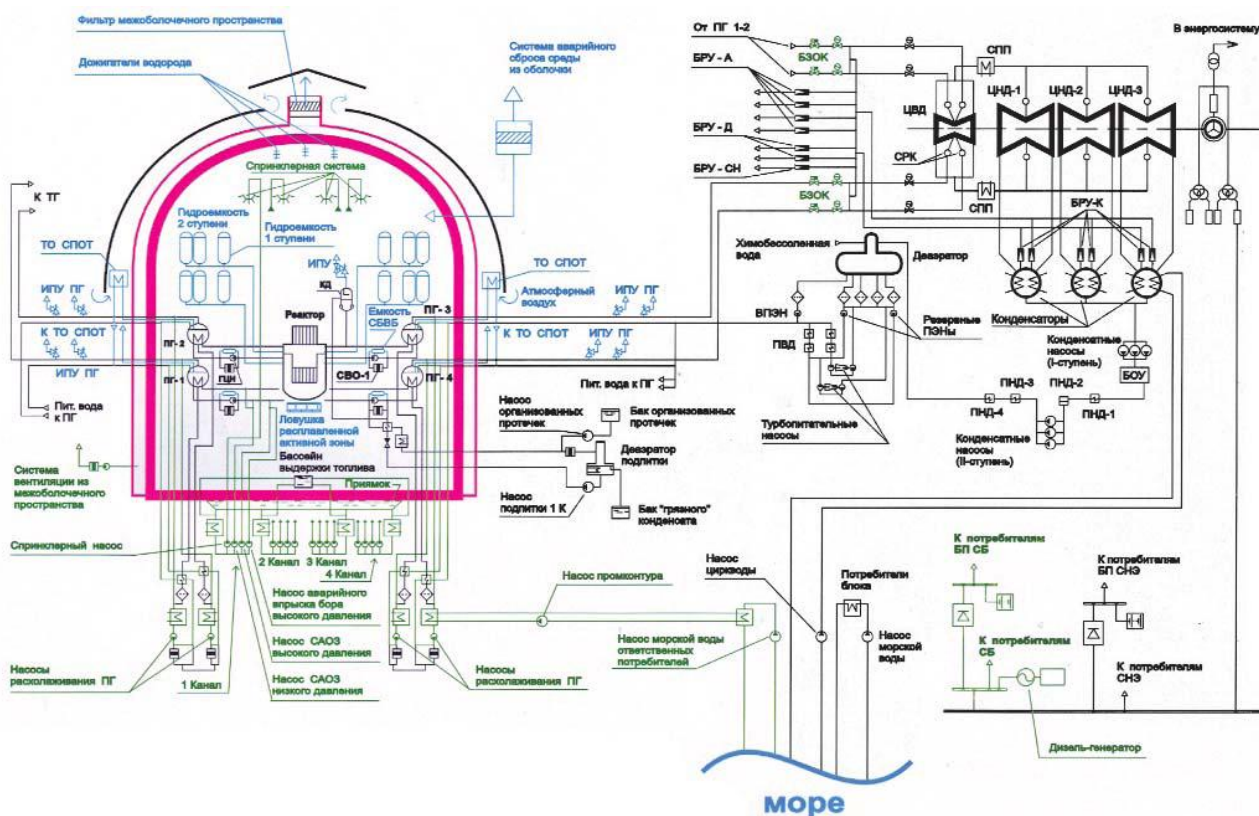


Рис. 134. Принципиальная схема энергоблока АЭС с реакторной установкой В-412

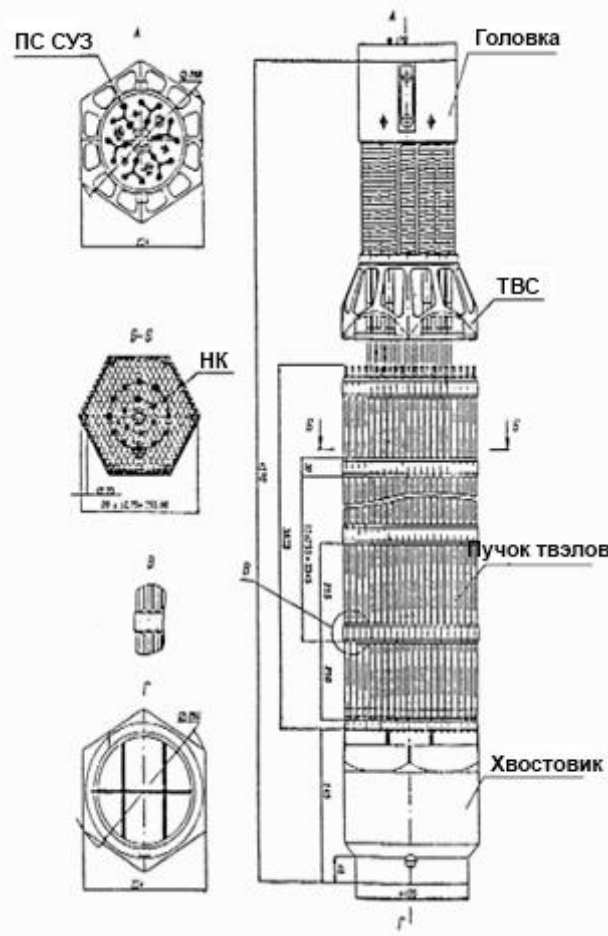


Рис.135. Кассета

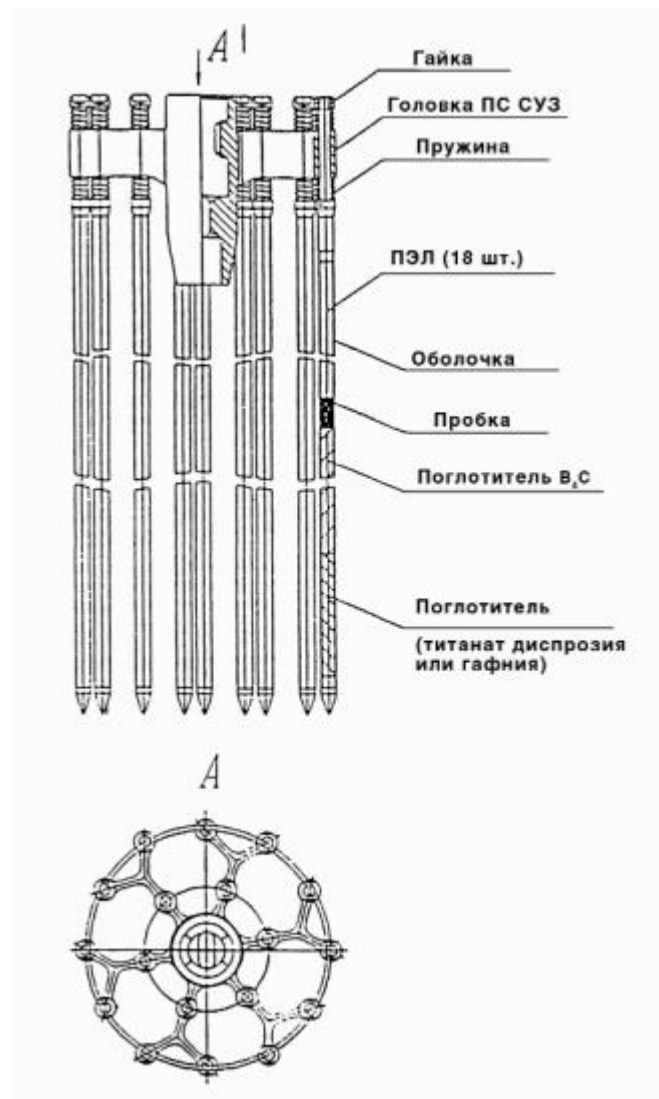


Рис. 136. Поглощающая сборка СУЗ

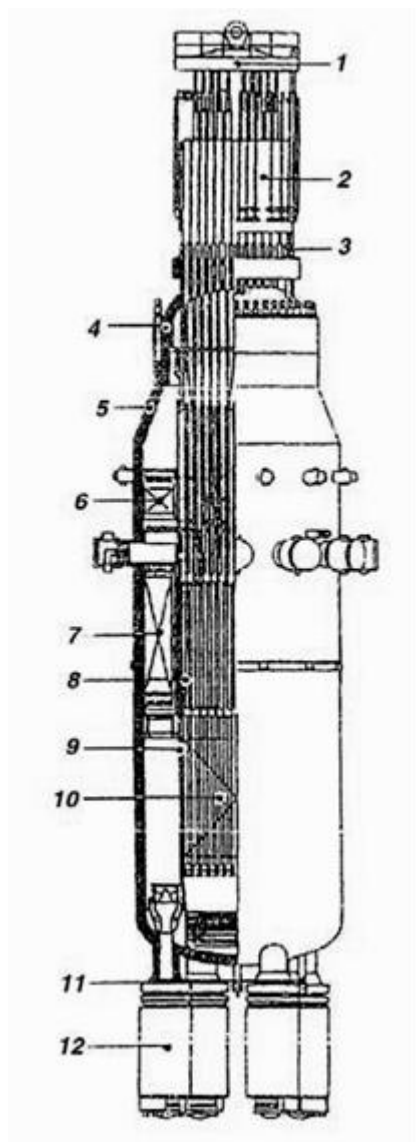


Рис. 137. Общий вид ВПБЭР-600: 1 – верхний блок; 2 – привод СУЗ; 3 – уровень; 4, 5 – крышка и корпус реактора соответственно; 6 – теплообменник-конденсатор; 7 – парогенератор; 8 – блок, уплотняющий головки ТВС; 9 – внутрикорпусная шахта; 10 – активная зона; 11 – ионизационная камера; 12 – циркуляционные насосы первого контура

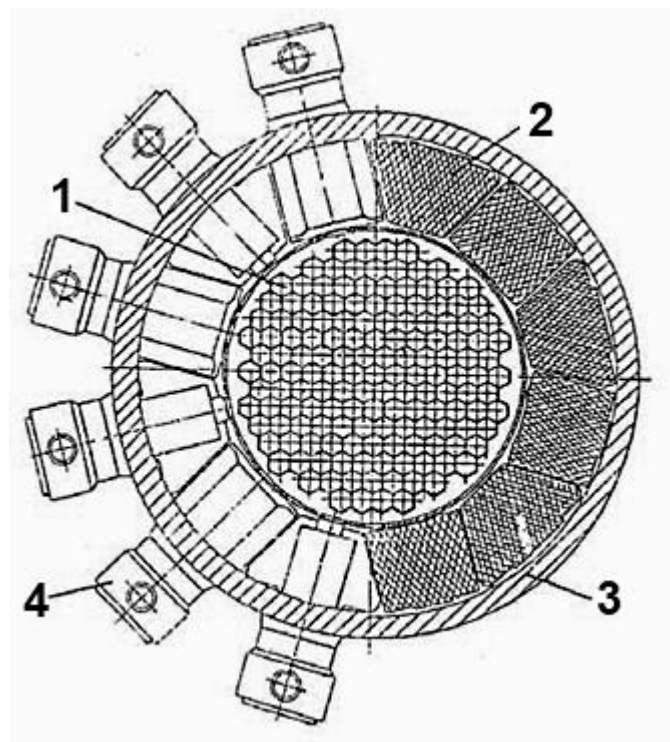


Рис. 138. Поперечный разрез ВПБЭР-600: 1 – ТВС; 2 – секция парогенератора; 3 – корпус реактора; 4 – патрубок секции парогенератора

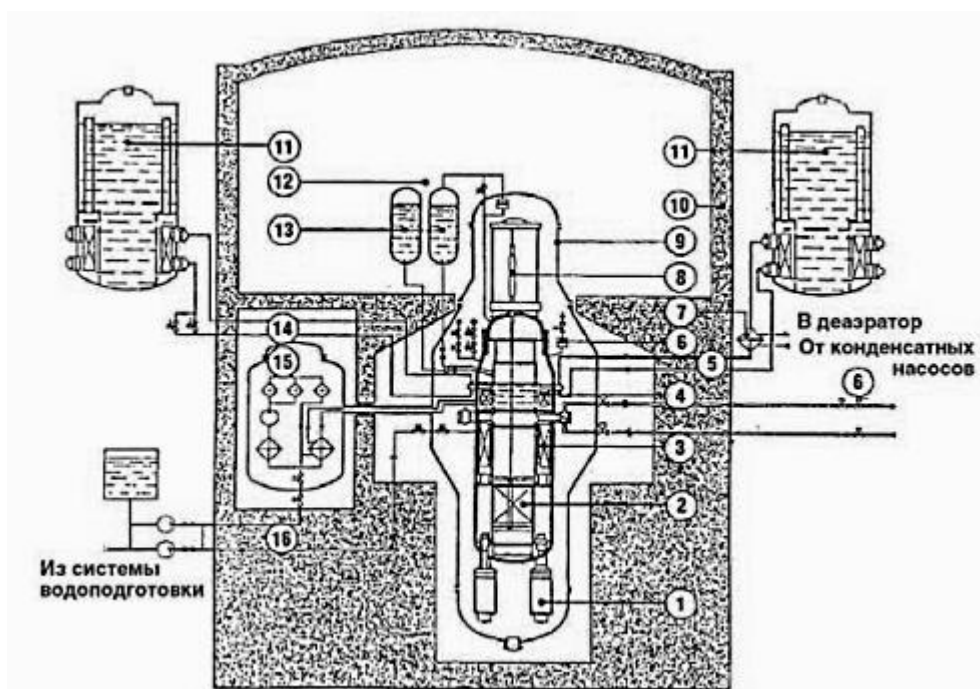


Рис. 139. Реакторная установка ВПБЭР-600: 1 – главный циркуляционный насос; 2 – реактор; 3 – парогенератор; 4 – теплообменник-конденсатор; 5 – система непрерывного отвода тепла; 6 – самосрабатывающие устройства прямого действия; 7 – промежуточный теплообменник; 8 – привод СУЗ; 9 – страховочный корпус; 10 – защитная оболочка; 11 – блок теплообменников; 12 – система аварийного ввода бора; 13 – емкость с раствором бора; 14 – система пассивного отвода тепла; 15 – система очистки и борной компенсации реактивности; 16 – система подпитки

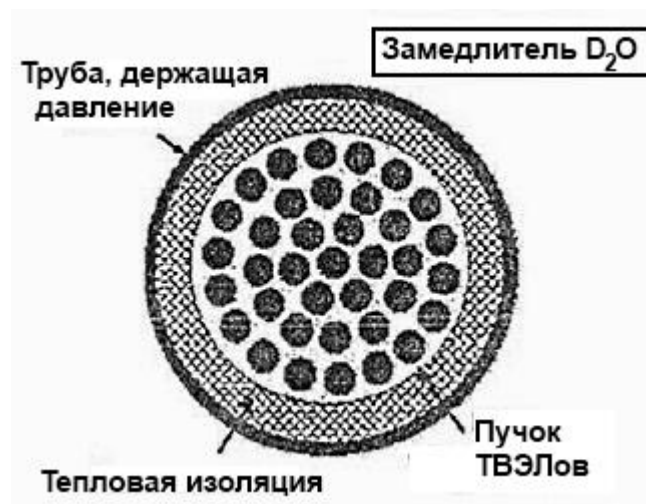


Рис. 140. Схема тепловыделяющего канала



Рис. 141. Реактор LWR со сверхкритическим давлением

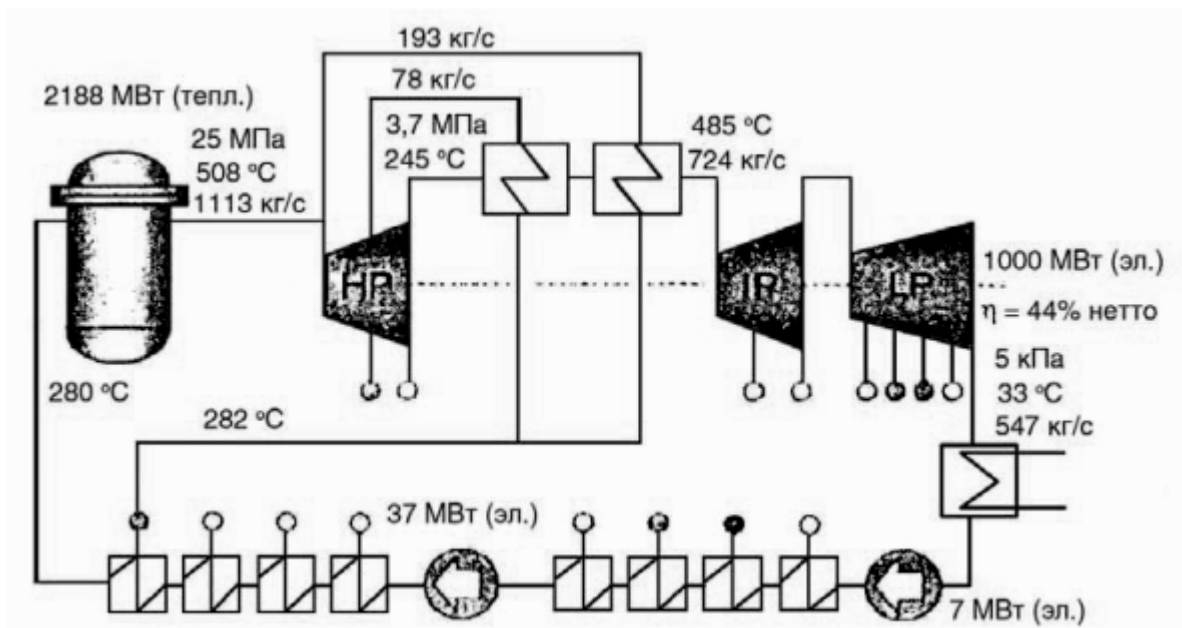


Рис. 142. Сверхкритический паровой контур HPLWR

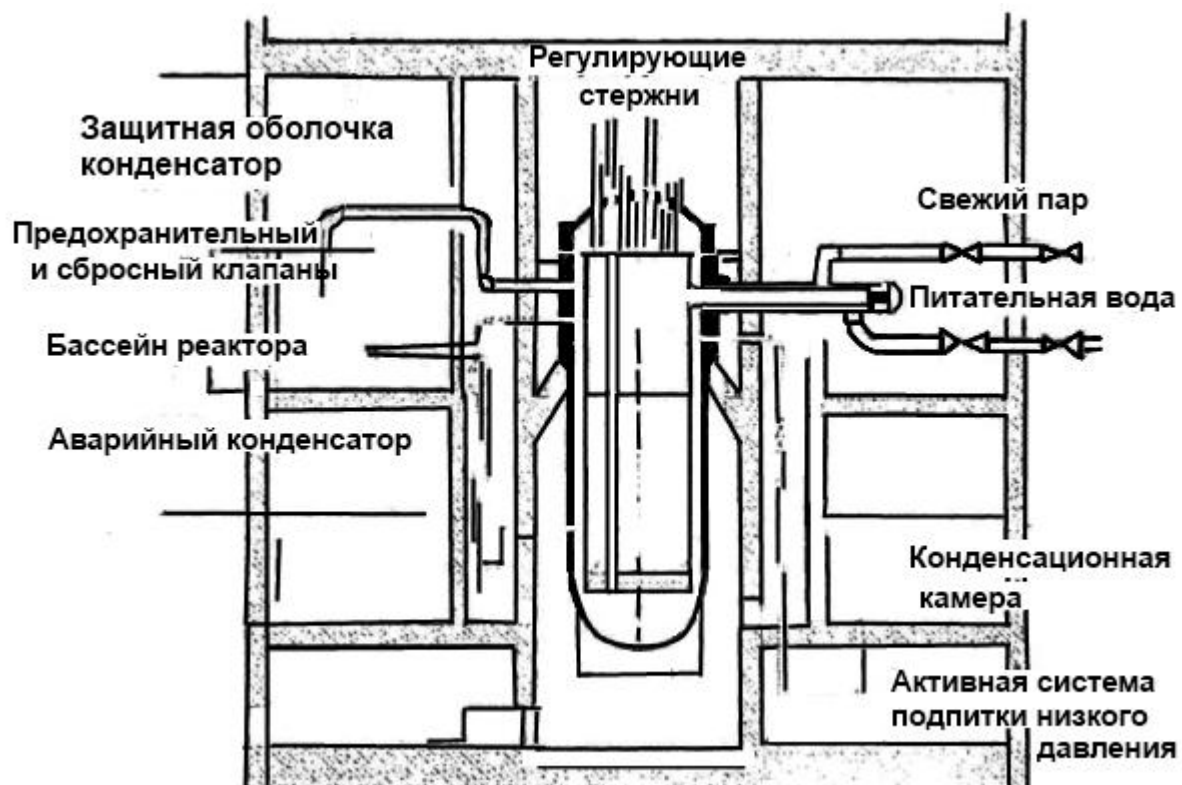


Рис. 143. Защитная оболочка с системами безопасности и отвода остаточного тепла реактора HPLWR

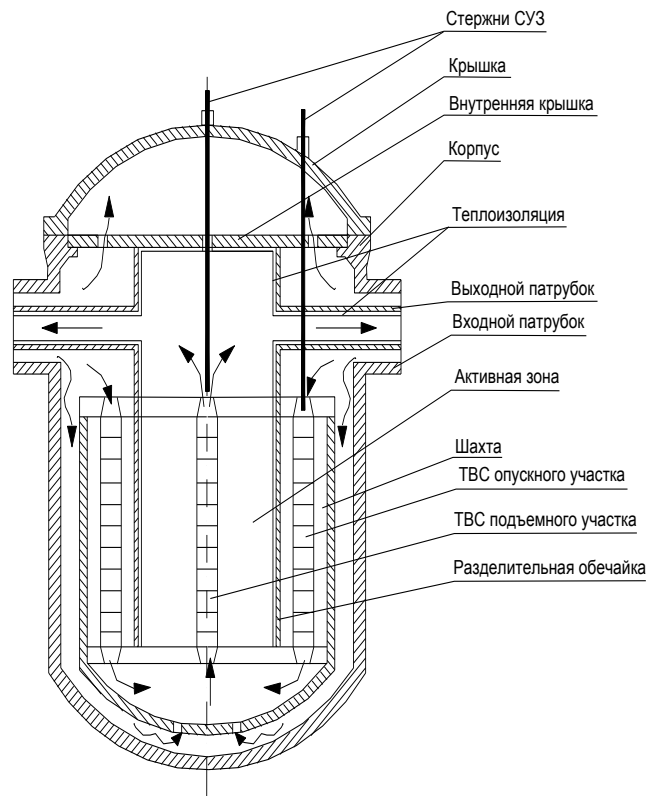


Рис. 144. Поперечное сечение реактора ВВЭР-СКД

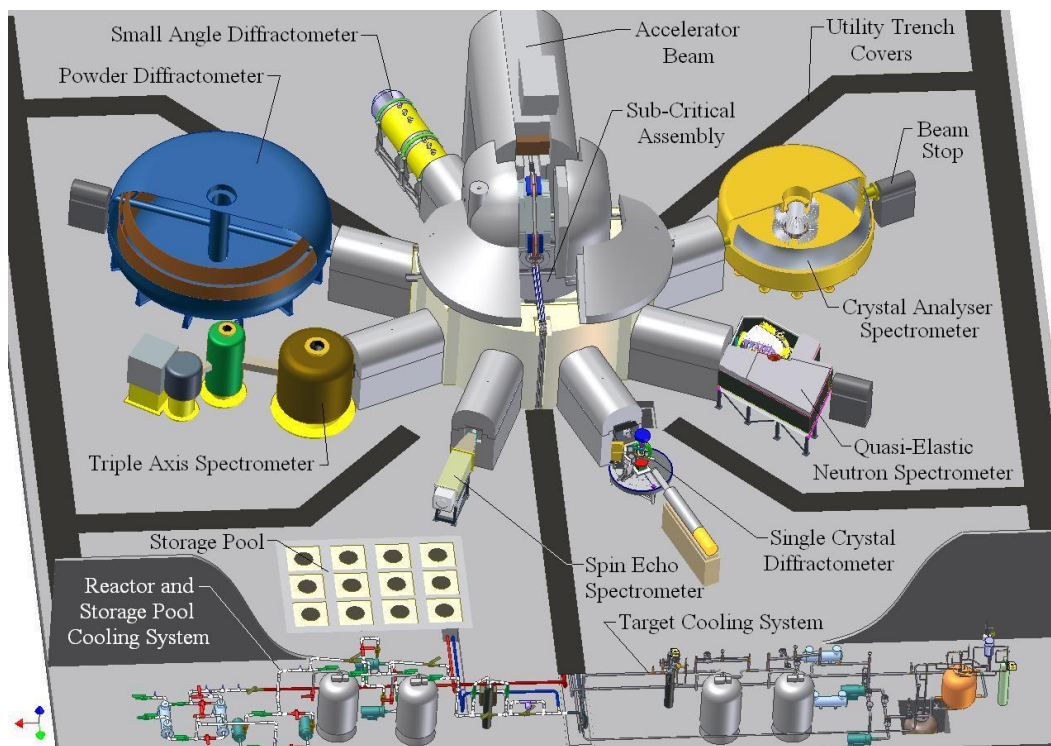


Рис. 145. Схема нейтронного источника, основанного на подкритической сборке, управляемой ускорителем электронов

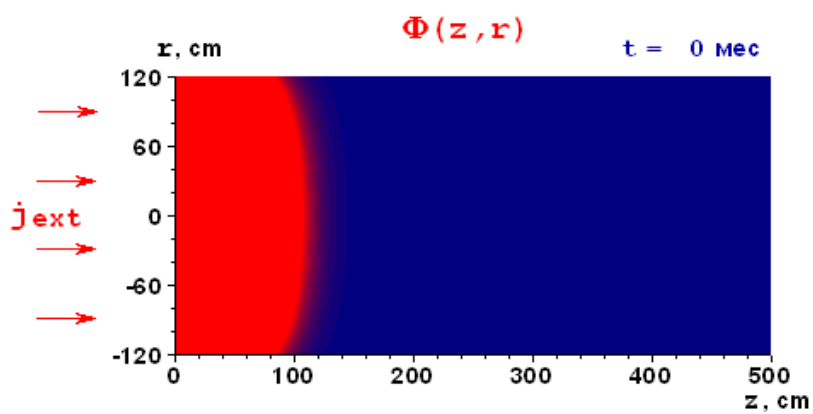
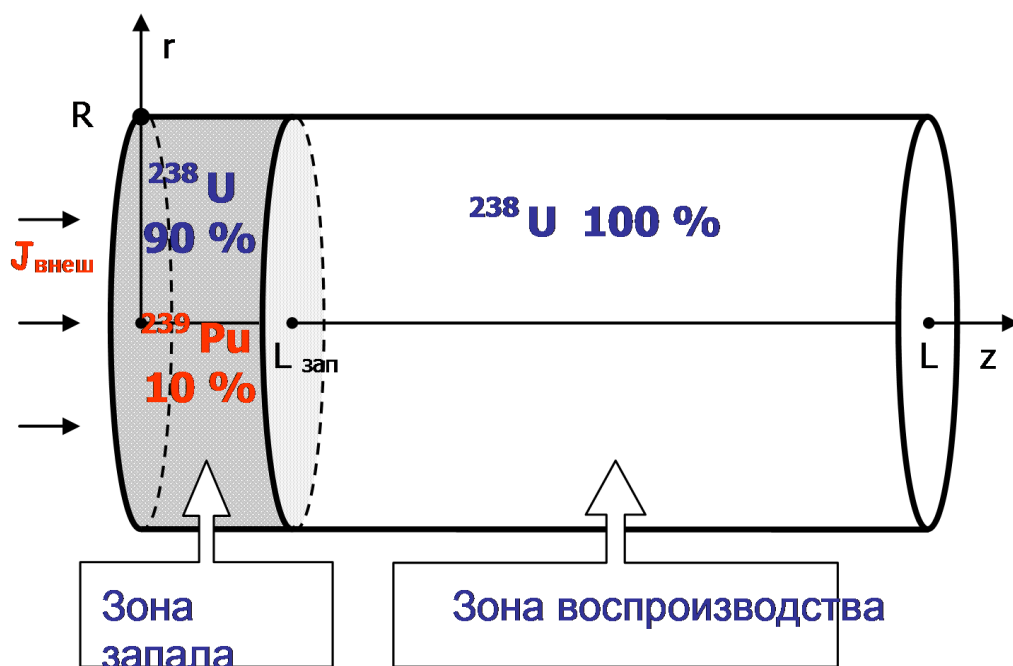


Рис. 146. Схема быстрого реактора, который работает в режиме волны ядерного горения



Рис. 147. Строительная площадка БН-800

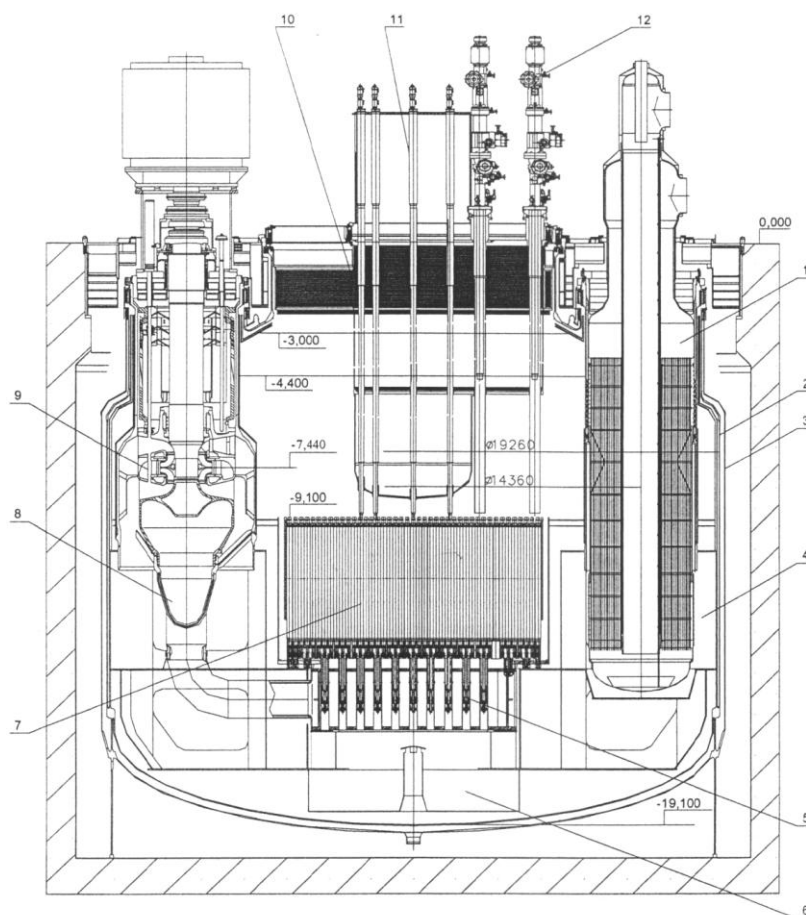


Рис. 148. Разрез ГЦН-ПТО реактора БН-1200. 1 – промежуточный теплообменник; 2 – Основной корпус; 3 – Страховочный корпус; 4 – опорный пояс; 5 – напорная камера; 6 – устройство сбора топлива; 7 – активная зона; 8 – на-

порный трубопровод; 9 – главный циркуляционный насос; 10 – поворотные пробки; 11 – исполнительный механизмы СУЗ; 12 – механизм перегрузки ТВС

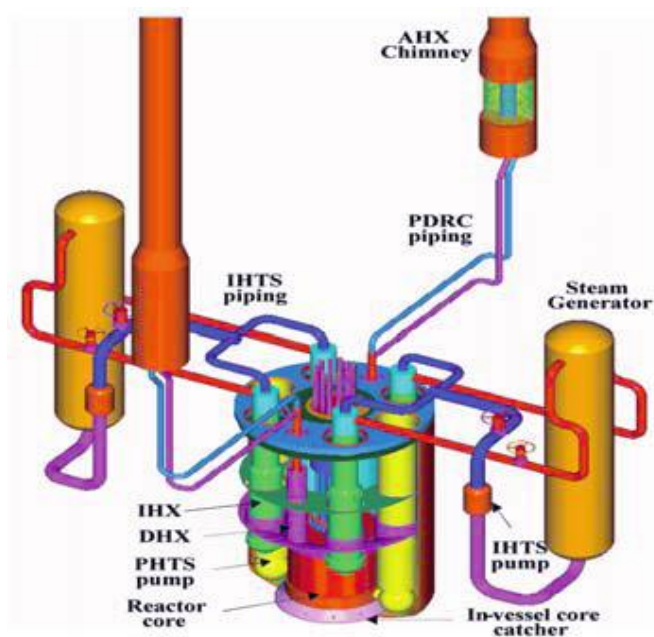


Рис. 149. Интегральная компоновка ЯЭУ



Рис. 150. Атомная подводная лодка

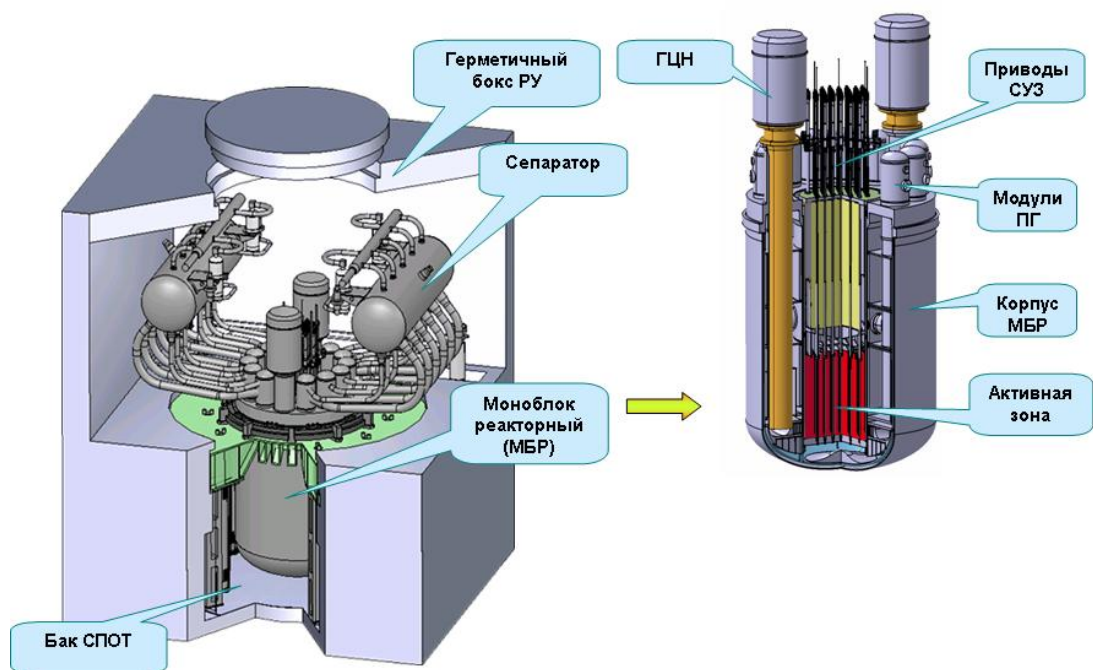


Рис. 151. Моноблок РУ СВБР-100

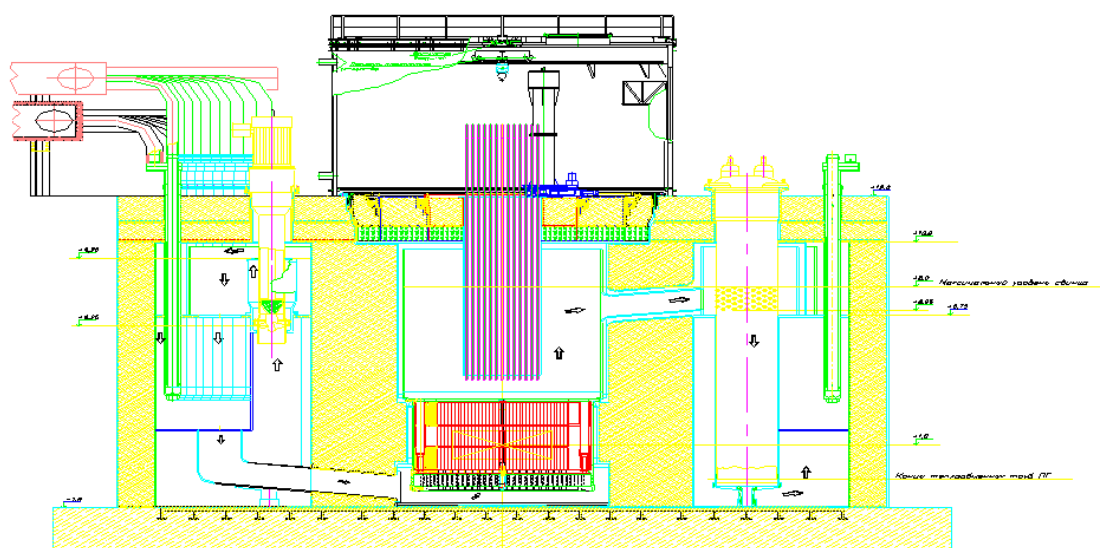


Рис. 152. Схема БРЕСТ-ОД-300 двухконтурной реакторной установки с реактором на быстрых нейтронах, свинцовым теплоносителем в первом контуре и паром-водой во втором контуре

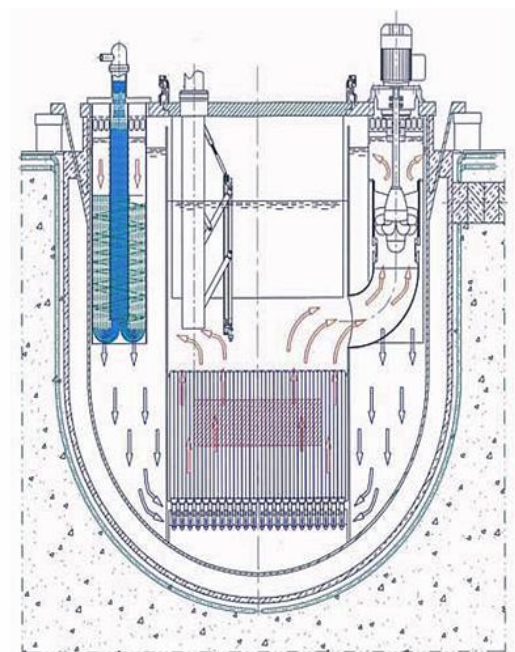


Рис. 153. Схема свинцовоохлаждаемого быстрого реактора (LFR)

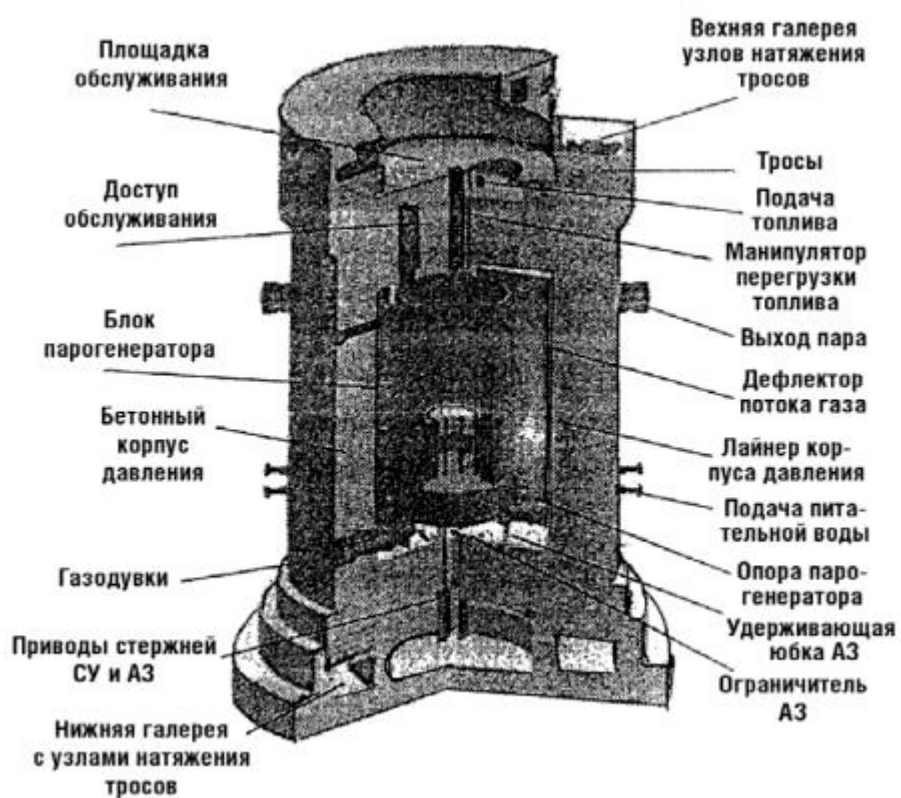


Рис. 154. Схема форсированного реактора EGCR

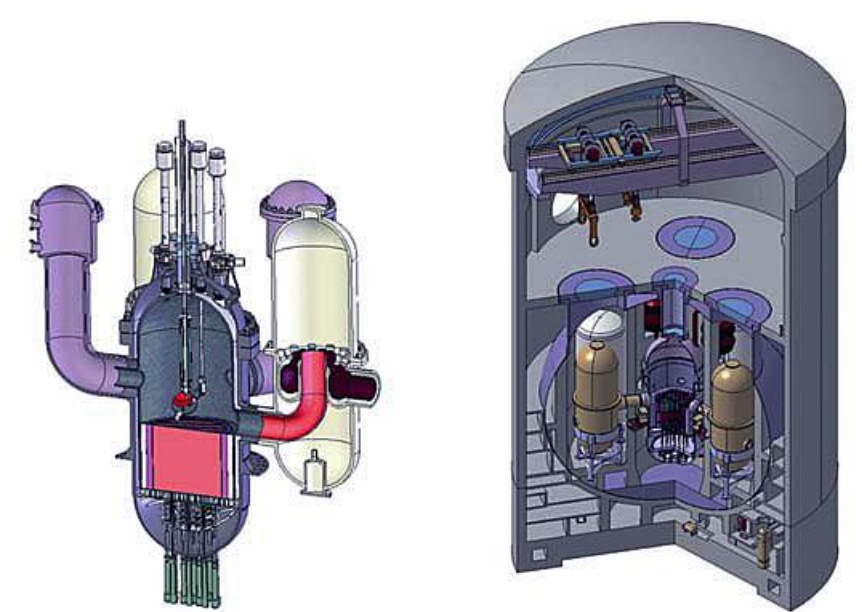


Рис. 155. Схема реактора «ALLEGRO»

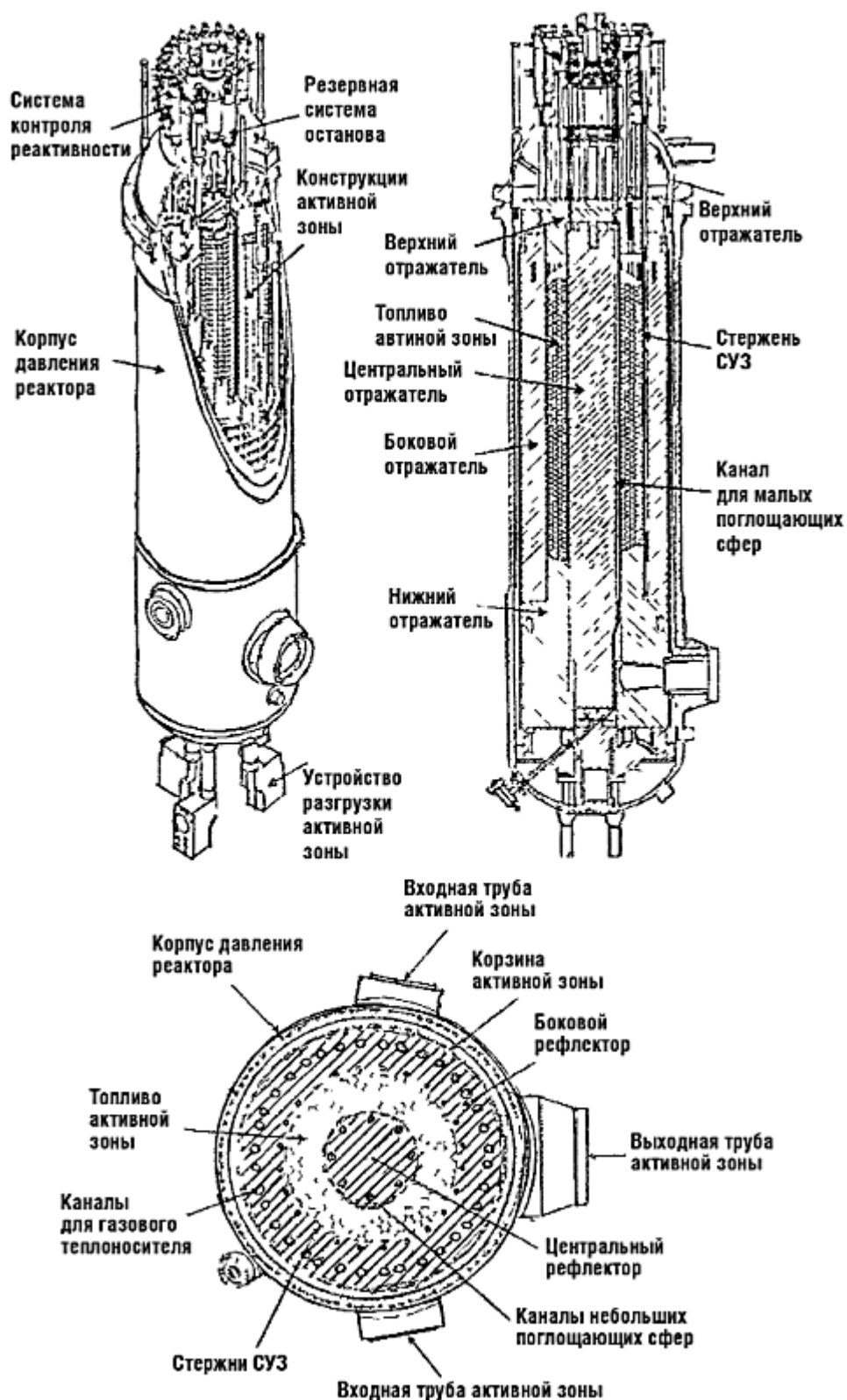


Рис. 156. Реактор на 400 МВт тепловой энергии: сверху слева – общая компоновка реакторного блока внутри корпуса давления; сверху справа – вертикальный разрез реакторного блока; внизу – сечение (горизонтальное) реакторного блока

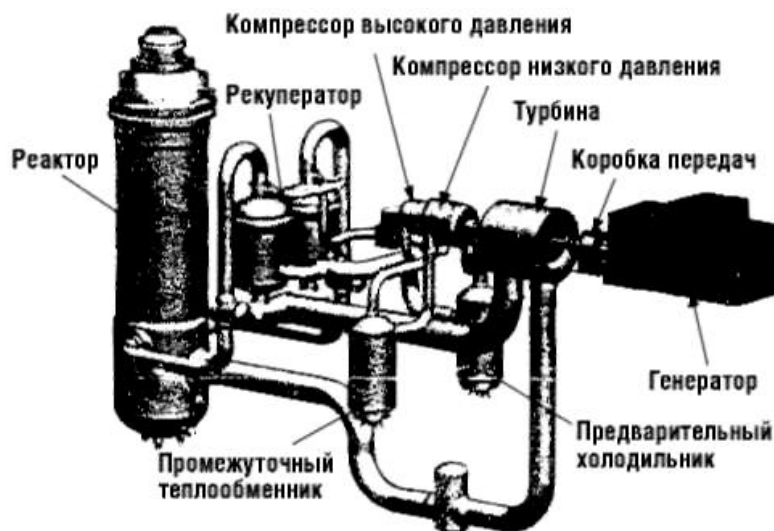


Рис. 157. Компоновка блока преобразования энергии в проекте реактора мощностью 400 МВт (тепл.)

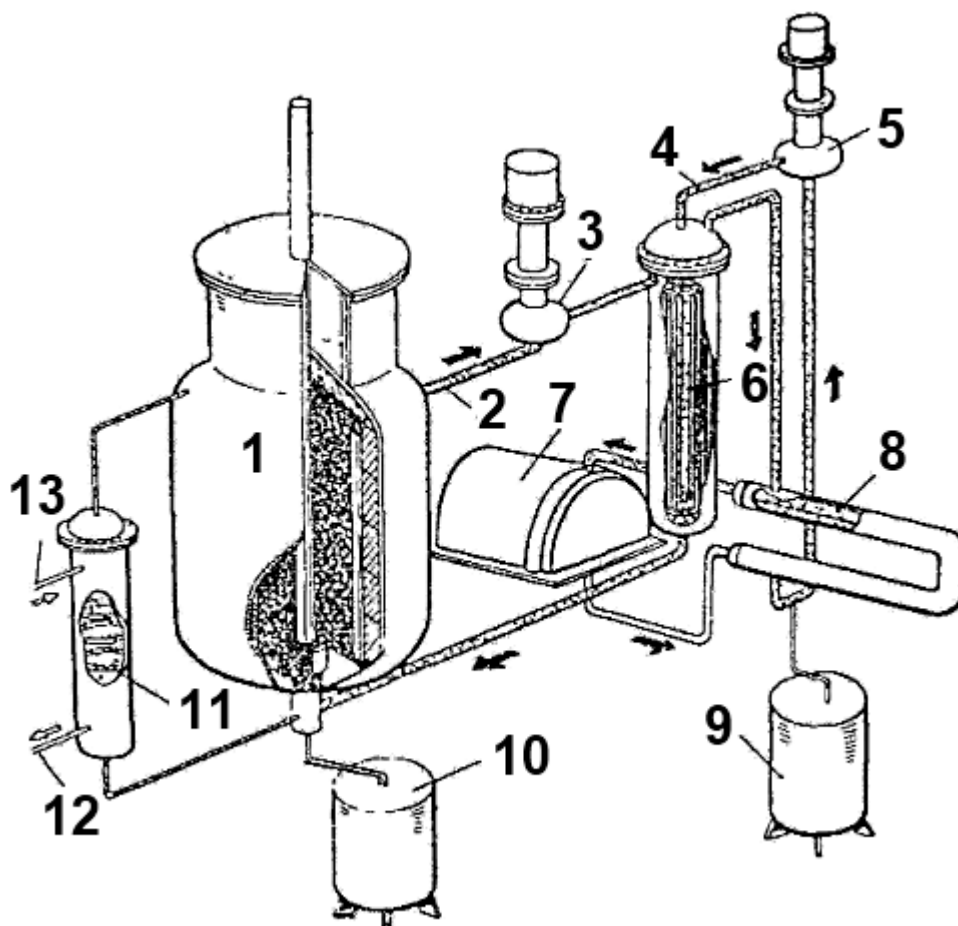


Рис. 158. Схема жидкосолевого ядерного реактора: 1 – реактор; 2 – топливный контур; 3 – насос топливного контура; 4 – промежуточный контур; 5 – насос промежуточного контура; 6 – теплообменник; 7 – турбогенератор; 8 – парогенератор; 9, 10 – дренажные баки промежуточного и топливного контуров; 11 – система переработки топливной соли; 12 – канал вывода продуктов деления; 13 – подвод реагентов к системе переработки

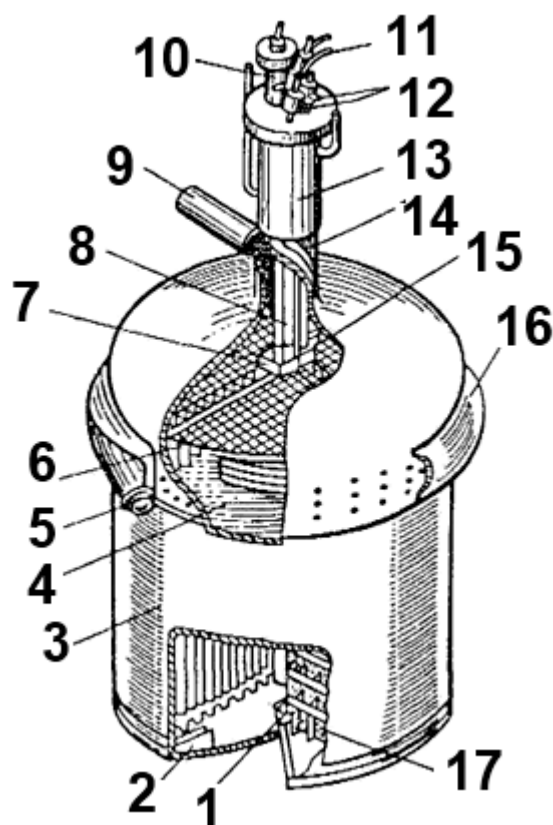


Рис. 159. Конструкция MSRE: 1 – клапан слива топливной соли; 2 – антизавихрительные лопасти; 3 – корпус реактора; 4 – корпус активной зоны; 5 – входной патрубок топлива; 6 – графитовые стержни; 7 – центрирующая решетка; 8 – поглощающие стержни; 9 – выходной патрубок топлива; 10 – канал для опускания образцов графита; 11 – гибкий трос привода стержней регулирования; 12 – система охлаждения воздухом; 13 – рубашка охлаждения; 14 – канал для поглощающих стержней; 15 – выходной фильтр; 16 – распределитель топлива; 17 – решетка, поддерживающая графитовые стержни

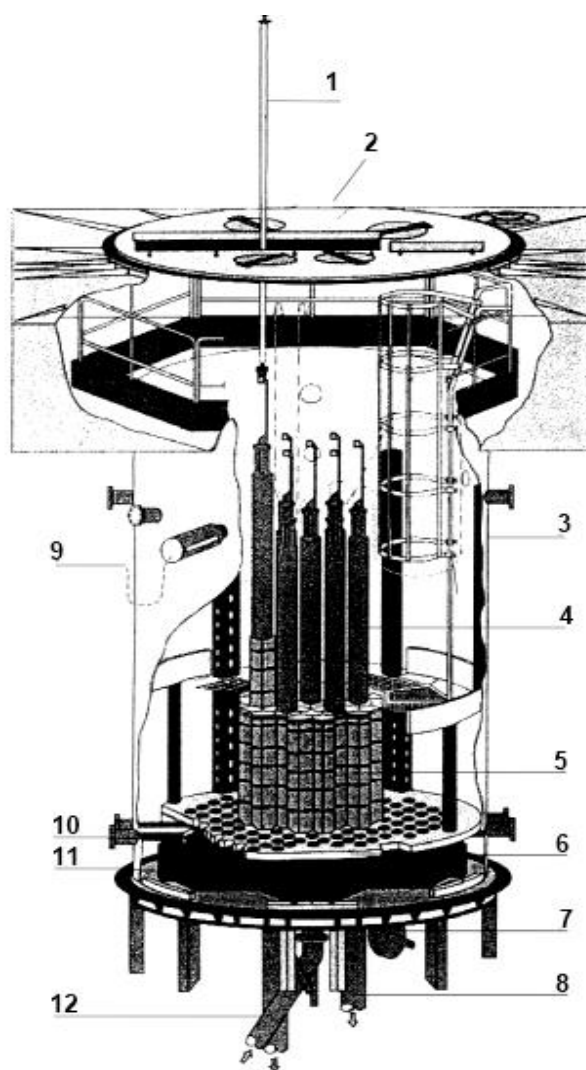


Рис. 160. Эскиз аксиального поперечного сечения жидкосолевого экспериментально-ядерного реактора LR-J (Чешская Республика): 1 – канал загрузки; 2 – круглая крышка; 3 – корпус реактора; 4 – подвижные поглощающие нейтроны кластеры; 5 – топливная сборка; 6 – опорная плита; 7 – предохранительный клапан; 8 – труба выхода теплоносителя или жидкосолевого топлива; 9 – измеритель уровня теплоносителя или жидкосолевого топлива; 10 – горизонтальные каналы; 11 – опорная плита; 12 – труба ввода теплоносителя или жидкосолевого топлива



Рис. 161. Плавающий энергоблок с реакторными установками КЛТ-40С

ЛИТЕРАТУРА

1. Новые ядерные технологии и роль ядерной энергетики деления и синтеза: доклады конференции ЯО России, 14–18 октября 1996 г. // Атомная энергия. – М., 1996. – Вып. 81. – С. 83 – 160.
2. Использование ядерной энергии: состояние, последствия, перспективы: доклады 8-й ежегодной конференции ЯО России, 1997 г. // Атомная энергия. – Вып. 83. № 6. – С. 393 – 469.
3. Ежегодный обзор мирового состояния ядерной промышленности // Атомная техника за рубежом. – 2003. – № 9. – С. 17 – 25.
4. Елагин Ю. Г. Менеджмент радиоактивных отходов / Ю. Г. Елагин // Атомная техника за рубежом. – 2000. – № 3. – С. 3 – 12.
5. Жак Ф. Современное состояние проблемы радиоактивных отходов во Франции / Ф. Жак // Атомная техника за рубежом. – 2003. – № 11. – С. 29 – 34.
6. Карпов В. А. Топливные циклы и физические особенности высокотемпературных реакторов / В. А. Карпов. – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 128 с.
7. Кесслер Г. Ядерная энергетика / Г. Кесслер. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 264 с.
8. Материаловедение и проблемы энергетики / Дж. Синфельд, М. Симнад, Дж. Хоув и др. – М. : Мир, 1982. – 576 с.
9. Международная кооперация в ядерном развитии: материалы 6-й международной конференции, 3–7 июля 1995 г. // Атомная энергия. – К., 1995. – Вып. 78. № 4. – С. 237 – 296.
10. Махова В. А. Реорганизация атомной промышленности Франции / В. А. Махова, Н. М. Колесникова, Л. Б. Преображенская. // Атомная техника за рубежом. – 2003. – № 1. – С. 15 – 17.

Сведения об авторах



Азаренков Николай Алексеевич – Академик НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Заслуженный деятель науки и техники Украины. Научные интересы - физика плазмы и конденсированных сред.



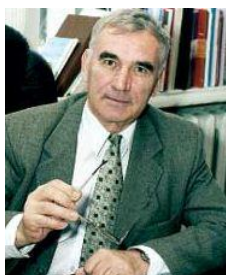
Булавин Леонид Анатольевич – Академик НАН Украины, академик АН ВШ Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научную школу нейтронной спектроскопии конденсированных сред. Член ассоциации деканов Европы. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



Залюбовский Илья Иванович – Член-корреспондент НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научную школу ядерной физики. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



Кириченко Валерий Григорьевич – кандидат физико-математических наук, доцент. Научные интересы – физика твердого тела, физика сверхтонких взаимодействий, радиационное материаловедение.



Неклюдов Иван Матвеевич – Академик НАНУ, академик-секретарь Отделения ядерной физики и энергетики НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научные школы физики радиационных явлений, физики прочности и пластичности материалов, радиационного материаловедения и физики твердого тела. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



Шиляев Борис Александрович – кандидат технических наук, ведущий научный сотрудник ННЦ «ХФТИ». Научные интересы – физика радиационных явлений.